

特集

「もんじゅ」の試運転と臨界への
アプローチ

Program of "MONJU" Pre-Operational Test and Initial Criticality

(1994年11月7日 受理)

我が国では次世代のエネルギー確保のための重要な技術開発施策の1つとして、ウラン資源を有効に利用する高速増殖炉の開発を長期計画で進めている。この開発において、重要なステップである発電プラントとしての高速増殖原型炉「もんじゅ」は、1985年に福井県敦賀市白木において本格着工され、'91年5月に機器据付を完了、引き続き燃料非装荷状態での試運転に入り、総合機能試験、性能試験を実施した後、燃料装荷を開始し、'94年4月初臨界に到達した。本「特集」では、この記念すべき「もんじゅ」初臨界を機に、長期にわたり実施されてきた研究開発・設計・建設の足跡を概説するとともに、試運転から臨界に至るまでに実施された各種試験内容と成果について解説する。

(担当編集委員・岩田耕司、竹田敏一)

I. はじめに
II. 設計の概要
III. 研究開発

IV. 建設の経緯
V. 試運転
(総合機能試験、性能試験)

VI. 燃料装荷と臨界近接
VII. おわりに

I. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」は1994年4月5日午前10時1分に初臨界に至った。

高速増殖炉の開発は、我が国のナショナルプロジェクトとして総力をあげて開発が進められてきた。すなわち、1966年5月に原子力委員会から「動力炉開発の基本方針について」が示され、67年には「原子力開発利用長期計画」が示され、高速増殖炉および新型転換炉の両新型動力炉の開発を国のプロジェクトとして推進することとし、それらの開発の責任体制を一元化するために同年10月に特殊法人「動力炉・核燃料開発事業団」が設立された。68年3月には「動燃の動力炉開発業務に関する基本方針」が示された。これらの基本方針および計画により、日本の高速増殖炉開発の戦略が次のように定められた。すなわち、開発目標として、PuとUの混合酸化物燃料を用いるNa冷却型高速増殖炉を開発する。高速増殖炉開発には多くの技術的困難が予想されることから、動力炉としての原型炉の建設の前に、その建設に必要な技術的経験を得るとともに、完成後は燃料材料等の照射施設として利用することを目的として実験炉

(熱出力約100 MW程度)を建設する。原型炉(電気出力200~300 MW程度)建設の具体的計画については、事前の研究開発の成果および海外における技術の動向等を評価検討のうえ定めることとする。また、開発に当っては、基盤技術の蓄積に努めるとともに、国際協力をも行なって自主的開発の効率的推進を図ることとする。以上の基本的考え方に沿って進められてきた。

まず、高速増殖実験炉「常陽」は、1970年3月に建設に着手し、77年4月に臨界を達成し、高速炉の基礎技術を築いたあと、燃料材料の照射炉として貴重なデータを産み出すとともに良好な運転成績を示している。

さて、「もんじゅ」は、炉心、燃料、主冷却系、蒸気発生器、燃料取扱系等その構造材など「もんじゅ」設計のためのキーとなる技術の研究開発が大洗工学センターを中心に精力的に進められた。これらの研究成果および実験炉の経験を十分に反映した設計が終了し、1983年5月に原子炉設置許可、85年に福井県敦賀市白木において建設工事を開始した。

原子炉格納容器の建屋、原子炉容器製作据付、1次、2次冷却系ポンプ、熱交換器、しゃへいプラグ

等プラント機器の製作据付等を順調に行い、1991年4月、主要機器据付工事および単体機能試験を完了した。引き続き総合機能試験に入り、各系統機器間の機能を確認しながら試運転を行い、機器設備の機能が設計を満足していることが確認され、92年12月にすべての総合機能試験が完了した。

一方、「もんじゅ」の燃料については、高Pu濃度、低密度の燃料製造が幾多の困難を克服しながら続けられた。「もんじゅ」への燃料装荷は、1993年10月より始められ、内側から外側へと時計回りで円を描くように炉心に入れられ、初臨界は168体で達成された。折しも94年6月、新たに「原子力の研究開発及び利用に関する長期計画」を原子力委員会が決定した。その中で我が国の原子力開発利用の4つの基本方針が示された。すなわち、

- (1) 原子力平和利用国家としての原子力政策の展開
- (2) 整合性のある軽水炉原子力発電体系の確立
- (3) 将来を展望した核燃料サイクルの着実な展開
- (4) 原子力科学技術の多様な展開と基礎的な研究の強化

II. 設計の概要

「もんじゅ」の設計は、原子炉等規制法、電気事業法および関連する指針・規格・規準に則り、炉物理、安全性、燃料・材料、Na技術、構造材料・機器、蒸気発生器・計測制御等各分野での国際協力を含めた研究開発の成果ならびに「常陽」の経験・実績に基づき実施している。総合機能試験・臨界試験の成果を概説するに当り、機能・性能に係る設計の概要を以下に述べる。なお、施設の基本仕様は第II-1表の通りであり、また、原子炉の炉心配置は第II-1図、原子炉冷却系の系統図は第II-2図の通りである。

1. 炉心・燃料

燃料にPu・U混合酸化物燃料を用い、炉心はPu富化度の異なる2種類の集合体で構成される

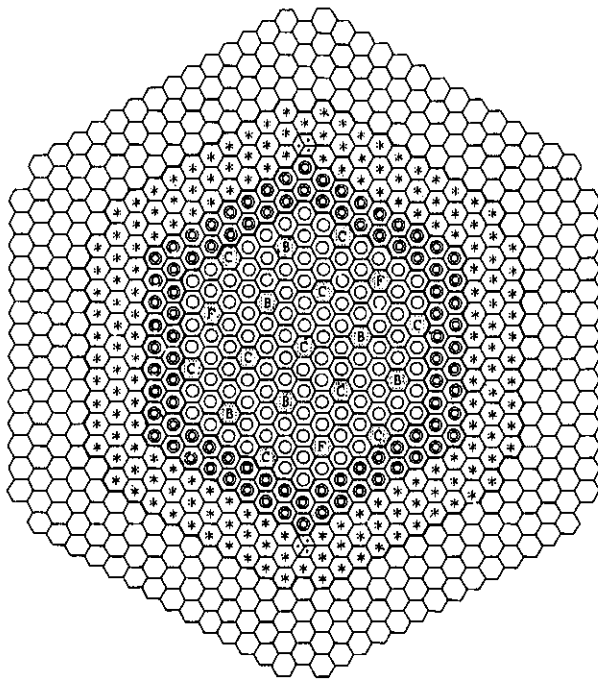
である。高速増殖炉開発については、原型炉から実証炉へと研究開発の段階を歩みながら、2030年頃の実用化に向けて官民協力して着実に研究開発を進める。

原型炉「もんじゅ」については1995年末の本格運転を目指す。その後も高速増殖炉技術を確立するための試験データを取得するとともに、原型炉としての運転実績を積み重ね、その安全性、信頼性等を実証する。さらに、炉心性能等の向上を図り得られる成果を実証炉以降に反映する、と決定された。

「もんじゅ」は、実験炉「常陽」の設計・建設・運転の経験および大洗工学センターで実施された研究開発をベースに自主開発で進めてきた技術の集大成であり、東海事業所で実施されてきたPu燃料開発・製造とともに動燃事業団の総力を結集したものである。また、「もんじゅ」は、Pu利用技術を確立する上での中核的プラントとして試運転・運転・保守を通して安全性、信頼性を実証し、得られた技術成果を実証炉以降の研究開発に反映するとともに、高速増殖炉実用化へ向けた技術の実証の場として、新しい高速増殖炉技術を生み出していく使命を担っている。(動燃・高橋忠男)

2領域炉心であり、高富化度の炉心燃料集合体を外側に配置することにより出力の平坦化を図っている。これらを第II-1図に示すように、198体の炉心燃料集合体、172体のブランケット燃料集合体および3種計19体の制御棒から構成し、全体として中性子しゃへい体等を含め計715体の炉心構成要素による配列としている。炉心燃料集合体は、直径約5.4mm、長さ約8mmのペレットを収納した169本のピンをワイヤスペーサを介して正三角形に配列しラップ管内に収めたものである。平均燃焼度は当面55,000MWd/tとして約半年ごと1/4の集合体の交換でこれを達成し、燃料被覆管等の耐スエリング性を確認したあと燃焼度80,000MWd/tに上昇する計画である。

核計算は、ABBN型26群定数を用い2次元あるいは3次元拡散計算または輸送計算により実施した。

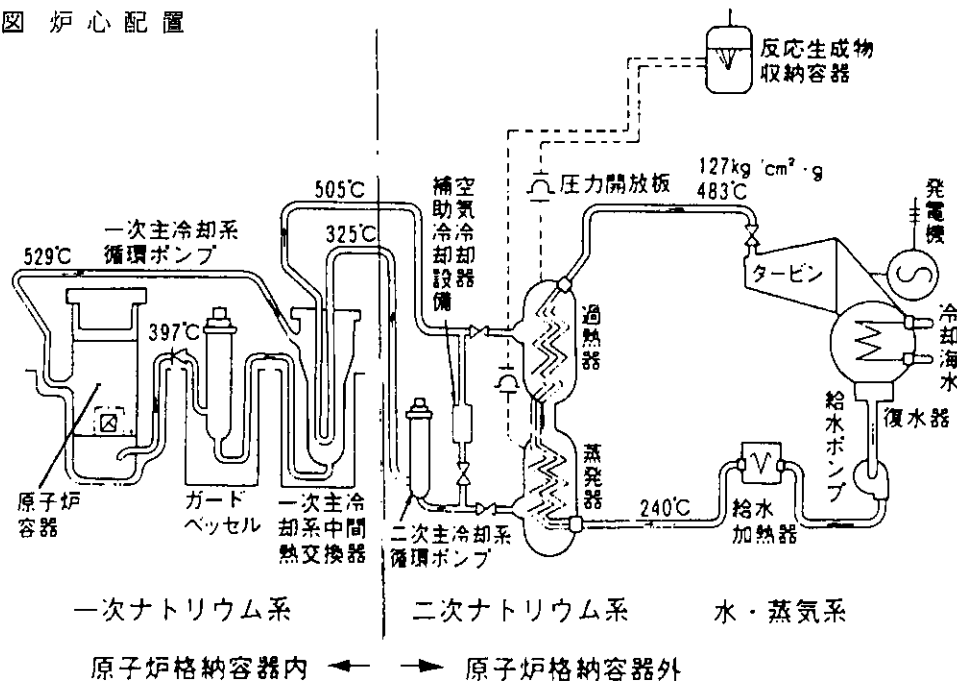


炉心構成要素		記号	数量
炉心燃料集合体	内側炉心	⊙	108
	外側炉心	⊗	90
ブランケット燃料集合体		☆	172
制御棒集合体	微調整棒	⊕	3
	粗調整棒	⊖	10
	後備炉停止棒	⊖	6
中性子源集合体		⊕	2
中性子しゃへい体		⊖	316
サーベイランス集合体		⊖	8

第II-1図 炉心配置

第II-1表 「もんじゅ」の基本仕様(平衡炉心)

原子炉型式	Na冷却高速中性子炉ループ型
熱出力	714MWt
電気出力	280MWe
燃料	Pu-U混合酸化物
核分裂性Pu 富化度(内側/外側)	約16/21wt%
最大過剰反応度	約0.056 $\Delta k/k$
増殖比	約1.2
炉心燃料平均取出し燃焼度	約80,000MWd/t
線出力密度(平均/最高)	約210/360W/cm
燃料被覆管材質	SUS316相当鋼
被覆管外径/肉厚	6.5/0.47mm
燃料被覆管最高温度	約675°C
ループ数	3
1次冷却材温度(原子炉入口/出口)	397/529°C
1次冷却材流量(3ループ)	15,300t/h
中間熱交換器型式	縦型無液面平行向流型
2次冷却材温度(低温側/高温側)	325/505°C
2次冷却材流量(1ループ)	3,700t/h
蒸気発生器型式	ヘルカルコイル貫流式分離型式
蒸気タービン型式	串型3気筒4流排気 再熱復水タービン
蒸気温度/圧力	483°C/127kg/cm ² ·g
タービン流入蒸気量	1,100t/h
燃料交換方式	単回転プラグアーム方式
燃料交換間隔	約6ヵ月



第II-2図 原子炉冷却系系統図

これらの妥当性はフルモックアップMOZART臨界実験解析(英国ZEBRA炉),高速臨界実験装置FCA(原研),ゼロ出力炉物理試験炉ZPPR(米国ANL)の臨界実験等の解析により確認している。

炉心の最大過剰反応度は,初期炉心で約0.057 $\Delta k/k$ であり,これに対して制御棒はワンロードスタック状態でもさらに0.01 $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するよう設計されている。反応度係数については,ドップラ係数が $-5.7 \times 10^{-3} T \cdot dk/dT$ 以下,燃料温度係数が $-3.3 \times 10^{-6} \Delta k/k$ 以下であり,全炉心の出力係数はすべての運転範囲で常に負に保たれており,原子炉に固有の安全性を与えている。

2. 反応度制御設備

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。制御棒は調整棒と後備炉停止棒とに分けられ,調整棒はさらに微調整棒と粗調整棒とに分けられる。通常の起動,停止は調整棒によって行う。原子炉の緊急停止は主炉停止系と後備炉停止系とからなる原子炉停止系で行う。各制御棒の通常駆動速度は,微調整棒が約3~30 cm/min可変,粗調整棒が約12 cm/min,後備炉停止棒が約18 cm/minであり,原子炉トリップ時の挿入時間は全ストロークの85%まで1.2s以下で挿入可能である。

3. 1次冷却系

通常運転時,原子炉で発生する熱はおのおの3系統からなる1次冷却系,2次冷却系を経て水蒸気系に伝えられ,タービンを駆動し発電に供される。停止時は2次冷却系に接続される補助冷却設備によって熱は大気に放散される。

1次冷却系は,十分な炉心冷却能力を有することおよび万一の1次冷却材の漏洩の場合においても炉心の冷却材が確保されるよう設計している。通常運転時には,1次主ポンプの主電動機駆動によって15,300 t/hの炉心冷却流量が確保され,トリップ時,同流量はM-Gセットの効果と相俟って流体慣性により半減時間約4.6s以上でコーストダウンし,ポニーモータに引き継がれ,2ループ運転で炉心流量の約7%を,1ループ運転でも約4%を確保し十分な崩壊熱・残留熱除去を可能とする。

冷却材確保は配管を高位置に配置するとともに,低位となる部分には容器・配管を囲むようにガードベッセルを設け,万一冷却材が流出したとしてもそれを受けて炉心の冷却材を確保する設計としている。

4. 2次冷却系

補助冷却設備による除熱運転時,2次主ポンプはポニーモータ運転により定格の約7%の流量を確保する。また,補助冷却設備は1次冷却系,2次冷却系と相俟って,すべてのポニーモータが停止した場合にも自然循環によって炉心の崩壊熱・残留熱が除去できる。

5. 燃料取扱設備

燃料交換は,炉外燃料貯蔵槽に新燃料を移送したあと,燃料出入設備,燃料交換設備を用いて炉外燃料貯蔵槽→原子炉容器→炉外燃料貯蔵槽の経路で新・使用済燃料の交換を行う。これらに要する時間は10体/16hを目標としている。

6. ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は外部電源が喪失した場合,施設の保安を確保し安全に停止するための電源を供給する。容量5,130 kVA×3台を備え,起動時には10s以内で電圧を確立し,非常用所内高圧母線に接続し負荷に給電する。

7. 放射性廃棄物廃棄施設

気体,液体,固体の各廃棄物処理設備からなり,このうち気体廃棄物処理設備は,廃ガスを廃ガス貯蔵槽に圧集し,常温活性炭吸着塔を通して放射能を減衰させる。吸着塔はXeを約30日間,Krを約40h保持する能力を有する。

8. 原子炉格納施設

原子炉格納容器に最も厳しい条件を与えると想定される事象は1次冷却材漏洩事故であり,それによる圧力,温度に耐え,所定の機能を果たし得る設計としている。気密性については,常温,最高使用圧力において1%/d以下を確保する。なお,外側に位置する外部しゃへい建物との間はアニュラスを形成し二重格納の機能を持たせ,排気系により常時負圧に保っている。(動燃・井上達也)

III. 研究開発

1. 概要

動燃事業団は、自主技術開発によるPu利用技術の確立を目指して、その要となる新型動力炉(高速増殖炉・新型転換炉)の研究開発を集中的かつ効率的に行うために1970年3月に大洗工学センターを開設した。高速増殖炉の開発にあっては、実験炉「常陽」、照射後試験施設、ナトリウム試験施設、50 MW 蒸気発生器試験施設、安全性試験施設等の大型試験研究施設を計画的に整備するとともに、これらの施設の活用ならびに国際協力および国内の関係各機関の協力の下に、炉心技術、燃料・材料、機器システム、構造・材料、安全性等の多岐にわたる分野において研究開発を進めてきた。これらの研究開発の成果は、「常陽」の建設・運転を通じて得られた運転・保守技術等とともに、「もんじゅ」の設計、建設、運転に以下のように反映されている^{(1)~(3)}。

2. 炉心技術および運転・保守技術の開発

(1) 炉心技術開発

「もんじゅ」の炉心核設計のために、国際協力として英国の高速臨界実験装置(ZEBRA)を用いたMOZART計画により、「もんじゅ」炉心のフルサイズ模擬臨界実験を実施し、出力分布、反応度係数、制御棒価値等の主要核特性を把握した。また、原研の高速臨界実験装置(FCA)や米国のゼロ出力炉物理試験炉(ZPPR)を用いたJUPITER臨界実験の解析評価を行うことにより炉心解析手法を改良して、「もんじゅ」核設計の妥当性を裏付けその確立に寄与した⁽⁴⁾。

「もんじゅ」のしゃへい設計に使用された2次元 S_N 輸送計算コードDOT 3.5等を含む高速炉しゃへい解析システムについては、「常陽」増殖炉心(MK-I)のしゃへい実験データ解析によりその予測精度を確認した。また、「常陽」照射炉心(MK-II)や米国FFTF炉のしゃへい測定データ、東大の弥生炉でのストリーミング実験、および米国TSFを用いたJASPERしゃへい実験解析などから得られた豊富な知見も「もんじゅ」しゃへい設

計の裕度確認に有効に活用されている⁽⁵⁾。

(2) 運転・保守技術開発

運転・保守技術は、主に「常陽」を用いて開発してきた。「常陽」は初臨界以来、今日までの累積運転時間が5万時間を超えており、順調に運転を続けてきている。この間のNa取扱技術、プラント運転・保守経験を踏まえて、Na純度管理技術(高性能コールドトラップの開発等)、放射性腐食生成物(CP)の抑制・除去技術(炉心材料中のCo含有量の制限、制御棒摺動部やポンプ軸受部に対するCoを含まない表面硬化材の開発等)、放射性Naを含む廃液処理技術、Na蒸着抑制技術、炉心管理技術、運転・保守支援技術等の開発⁽²⁾⁽⁶⁾を実施してきた。

Naの純度管理技術については、「常陽」に初期に設置したコールドトラップは酸素除去容量が小さく(10 kg)120°C前後の低温運転で、不純物による閉塞傾向が示されたため、低温運転可能な新型コールドトラップを開発し、設置した。この温度均一化、Na流路設計の改良およびメッシュ充填率の最適化を図った新型コールドトラップの導入により、大幅な不純物捕獲が可能となり、現在、順調な運転を継続している。

プラントの運転・保守支援技術開発については、熟練した運転員が備えている知見を即座に提供することを目的に、これまでの「常陽」で蓄積した運転技術・経験をデータベースとし、「常陽」異常時運転支援システム、燃料交換計画作成システム、ロッドガイダーおよび制御棒操作自動化システム、「常陽」運転管理システム等のシステムを開発し、「常陽」の安定かつ安全な運転に供している。これらの開発成果は、運転・保守支援システムと被曝低減化技術の開発に集大成され、「もんじゅ」の設計や運転・保守計画の策定に反映されている。

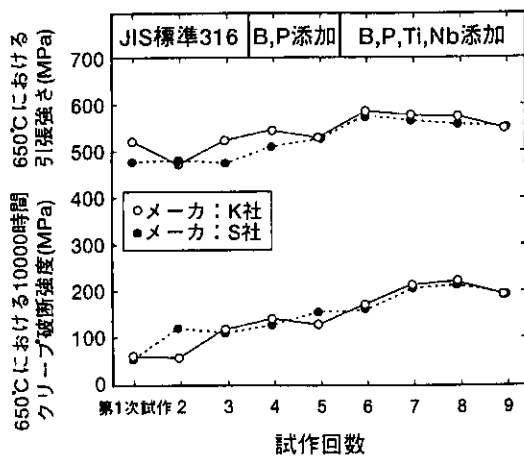
3. 燃料・材料開発

「もんじゅ」燃料は85%理論密度の低密度燃料であり、その目標とする燃焼度は、「常陽」の燃料要素の平均燃焼度75,000 MWd/tに比べ98,000 MWd/t(ペレットピーク130,000 MWd/t)と高く、高速中性子照射量も約 $2.3 \times 10^{27} n/m^2$ (約115 dpa)と、海外の実証炉級の燃料の使用条件に匹敵するほどである。そのため従来「常陽」で培われた技術

に加え、高燃焼度化に対処するための材料や低密度燃料を中心に研究開発を行なった。開発した燃料の性能は「常陽」をはじめ、海外の高速炉を用いた照射試験により確認した。また、過渡過出力試験等により、非定常時の挙動評価を行なって運転信頼性を確認している。

(1) 被覆管材料開発

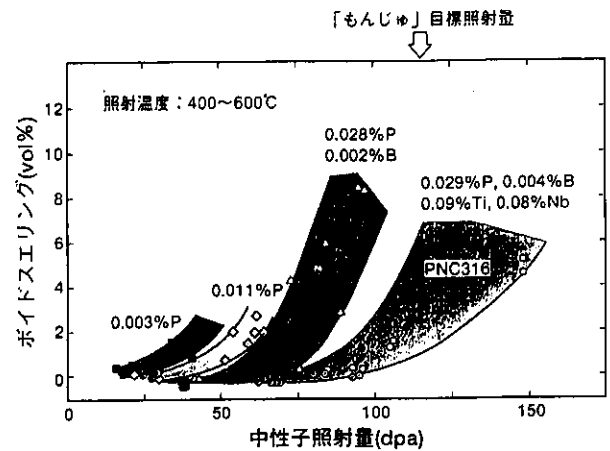
燃料被覆管の開発は、高温強度、耐Na腐食性、加工性、溶接性に優れ、一般にも使用実績の豊富なSUS316ステンレス鋼を選択し、その改良を行なった。改良の主眼は高温でのクリープ強度および耐スエリング性である。これらの特性改善では20%の冷間加工を施した状態で成分元素の最適化を行い、JISのSUS316の成分規格範囲内でP, B, Ti, Nbを微量添加し最適化した⁽⁷⁾。試作過程における高温強度の改良結果を第III-1図に、スエリング特性の改良結果を第III-2図に示す。冷間加工によって導入された転位と微量添加元素の相乗効果によって微細析出物が安定に分散析出し、また転位組織を安定化した結果⁽⁸⁾、従来材に比べクリープ強度とスエリング特性の大幅な改良を達成し、316クラスの材料では最高の性能を発揮させることができた。この材料をPNC316と呼称し、被覆管のほかにラップ管等にも使用している。



第III-1図 20%冷間加工316ステンレス鋼の高温強度の改良結果

(2) 燃料挙動評価

高速炉燃料の照射時の特徴的なふるまいは、高温と急峻な温度勾配による顕著な組織変化にある。燃料の温度は、この燃料組織変化と密接に関係し、一般に運転開始時に高くなる。特に理論密



第III-2図 20%冷間加工316ステンレス鋼の中性子照射スエリング特性の改良結果

度の85%に相当する低密度ペレットを採用している「もんじゅ」燃料は、照射初期の組織変化に伴う中心空孔の形成が最高温度低減に及ぼす効果が大い。このような燃料挙動については「常陽」において短時間照射試験や燃料中心温度を直接計測する照射試験を実施し、これらの結果を基に燃料挙動解析コードCEDAR⁽⁹⁾の検証を行い、「もんじゅ」の出力上昇時の燃料温度が燃料の融点を十分下回ることを確認している。

燃料要素の健全性は、主として被覆管のクリープ損傷の防止と、燃料要素の外径増加を集合体の機能を健全に維持できる範囲に制限することにより保たれる。これらの挙動はペレットからの核分裂生成ガス(FPガス)の放出による燃料要素の内圧および燃料ペレットのスエリングによる被覆管への荷重(FCMI)ならびに被覆管のスエリング、クリープ特性により支配される。「もんじゅ」燃料のような低密度燃料ではFCMIの影響は小さく、被覆管への荷重の要因は大部分がFPガスの内圧によるものである。これにより生じるクリープ損傷は、被覆管のクリープ強度の改善により十分低く抑えられている。以上のような燃料要素の挙動は多数の照射試験によって得られたデータをもとにモデル化され、燃料挙動解析コードに集約して解析に活用し、健全性評価に反映している。

燃料要素の外径増加が過度に進行すると、燃料要素束-ラップ管の機械的相互作用(BDI)によって冷却材流路面積が減少し、被覆管温度の局部的な上昇が問題となる場合がある。また、照射に伴

う燃料集合体の変形を抑制する必要がある。このような集合体としての挙動は主として被覆管やラッパ管のスエリング、クリープ特性に支配され燃料寿命を決定づける。燃料挙動の総合的な実証試験として、米国FFTF炉を用いて行なった「もんじゅ」実規模燃料集合体の照射試験実績は、高速中性子照射量 $2.1 \times 10^{27} \text{ n/m}^2$ 、ピーク燃焼度 140,000 MWd/t まで得られており、スエリング特性に優れた PNC316 を使用した燃料集合体が、従来材を用いた他の集合体に比べ改善されていることを実証している⁽¹⁰⁾。

4. 機器システムおよび構造・材料開発

(1) 機器システム開発

「もんじゅ」の主要機器の性能・機能および耐久性等を評価するための試験は、「常陽」での開発経験(主要機器すべてのモックアップ試験を実施)を踏まえ、部分モデルや縮小モデル、あるいはモックアップを製作して行われた。対象機器は原子炉構造、制御棒駆動機構、燃料取扱系機器、主循環ポンプ、蒸気発生器等と多岐にわたった。このうち、制御棒駆動機構、燃料交換機、主循環ポンプ等の動的機器については実機条件を模擬した Na 中のモックアップ試験で機能と耐久性が確認された。これ以外の機器は「常陽」の場合と違って部分モデルや縮小モデルを用いて流動特性、熱過渡特性、健全性等が把握された。

原子炉容器等の機器プレナム内の伝熱流動解析コードについては、汎用多次元熱流動解析コード AQUA を開発した。AQUA では高次差分による解析精度向上、ファジィ制御による計算時間の短縮、乱流モデルの開発等を行い、「もんじゅ」原子炉容器内の熱流動挙動評価に用いられた⁽¹¹⁾。

プラント全体の熱過渡挙動を評価するプラント動特性解析コードについては、汎用的な SSC コードに「もんじゅ」に特有な機器、システムのモデル化、炉心部における流量再配分効果やプレナムの多次元効果等の評価機能追加を行い、短時間の過渡挙動から自然循環による長時間挙動まで適用できることを種々の実験、検証により確認した⁽¹²⁾。

液体 Na で加熱する蒸気発生器(SG)は、我が国

では「もんじゅ」用に初めて開発された機器であり、これに関する広範な研究開発が実施された。最初に 1 MW SG 試験施設によりヘリカルコイル型伝熱管を用いた SG 概念の成立性を見極めた後、50 MW SG 試験施設、SG 1 号機、2 号機を製作し、伝熱特性、水流動安定性、過渡時の流動伝熱特性、系統制御性、事故時挙動等に関する試験研究、運転法模擬試験、メンテナンス技術の実証等が行われた。また関連する解析コードの開発・検証が行われた。

「もんじゅ」の核計装、プロセス計装、監視計装等の計測技術の開発は、Na に係わる技術を中心に行われた。核計装としては広領域モニタと高温用中性子検出器が、プロセス計装としては大口径電磁流量計や連続式液面計等が開発された。また、監視計装としては、燃料破損検出系として遅発中性子法、カバーガス法、タグガス法が開発され、「常陽」を用いた試験で性能確認が行われてきた。また、燃料集合体出口部に装備する渦電流式流速計・温度計、蒸気発生器での水リーク検出のための水素計、Na 漏洩検出器、超音波による Na 透視装置等が開発された。予防保全技術開発の一環として、供用期間中を通じて原子炉施設の健全性を確保するために、原子炉容器廻り、1 次主冷却系配管、蒸気発生器伝熱管を対象とした供用期間中検査(ISI)装置が開発された。これらは「もんじゅ」の環境条件下で所定の機能・性能が発揮されることが確認されている。

(2) 構造・材料

「もんじゅ」の運転温度は、軽水炉の構造設計基準(通産省告示501号)の適用上限を超えるため、新たに高温機器用の設計基準を用意する必要があった。このため、基準となる構造材料の高温特性と高速炉特有の環境効果に関する研究開発、構造強度と構造解析に関する研究開発が精力的に行われた⁽¹⁾。

「もんじゅ」は「常陽」に比べて運転温度が約 30°C 高く、構造設計ではクリープ現象に対する考慮が一層重要になったため、材料試験施設を増強し、国産材料を用いてクリープ、高温疲労、クリープ疲労等の材料データを系統的に取得し、機械的諸特性を定式化して「材料強度基準」を策定した。ま

た、構造材料に及ぼすNa環境効果と中性子照射効果に関する長時間の試験研究を行い、設計においてこれらを考慮する評価方法を定めている。

さらに、熱応力が主体となる荷重条件下での主冷却系配管要素(直管,エルボ,ティー等)や各種構造物の非弾性挙動,クリープ疲労等の破損挙動に関する試験データを蓄積しつつ,高速炉機器・配管における各種形態の破損を防止するための評価方法を作り上げていった。また,構造物強度確性試験施設(TTS)において,繰り返し熱過渡荷重を受ける容器等の構造物の強度限界を把握するための試験も行われ,破損防止基準が十分な保守性を有することを確認している。

高温機器の構造解析法に関しては,塑性やクリープ挙動を取り扱う非弾性解析手法を整備するとともに,独自に汎用構造解析プログラムFINASを開発し,「もんじゅ」の評価や設計評価法策定のために広く活用した。

以上のような成果を背景にして,我が国初めての高温原子力機器用の設計基準として「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」⁽¹³⁾が策定された。この基準は,先行の米国の高温構造設計基準ASME Code Case N-47の考え方を参照しつつも,独自の研究成果に基づく規定の追加,拡充を図ったものとなっている。

なお,耐震安全性の観点から,「もんじゅ」の主要機器についてはモックアップ試験を実施し,耐震設計の妥当性を確認している。

5. 安全研究

「もんじゅ」の設計から建設を通して,様々な安全評価がなされたが,これらの妥当性を確認し,または,評価に用いる解析コードを開発,検証する観点から多くの安全研究がなされた。その成果の一部は設置許可申請(安全審査)等許認可手続きに際して用いられてきた。

「もんじゅ」の設計段階でなされた安全研究の例としては,冷却材であるNaの漏洩,燃焼に関する研究および解析コードの検証,改良,蒸気発生器における伝熱管破損挙動の研究および解析コードの開発,検証等がある。

Naの漏洩,燃焼に関する研究においては,Na燃

焼に関する解析コード群SOFIRE-M2, SPRAY-2, ABC-INTGの検証,改良を行なった。特に,Naの漏洩,燃焼に関する評価において,当時から漏洩冷却材の飛散挙動(スプレイ)を解析想定に入れたことは極めて保守的な想定ではあるが,最近海外においても同挙動の想定が必要が議論されていることを見れば,画期的であったといえる。

蒸気発生器におけるNa-水反応事象評価に関しては, SWAT試験装置を用いてNa-水反応試験を実施する一方,圧力挙動評価コードSWACS,リーク検出特性評価コードSWAC-10等が開発された。これらの計算コードは,蒸気発生器安全性総合試験の結果を用いて総合的に検証するとともに,「もんじゅ」の条件では保守的に評価しても伝熱管4本完全破断相当の水リーク規模を超えることはなく,このような大リークが発生しても,圧力開放系の作動によって,システムの健全性を損ねることなく,事故は安全に終息されることを確認した⁽¹⁴⁾。

着工以降の安全研究としては,設計における安全裕度の確認に関する研究,確率論的安全評価(PSA)の適用に関する研究等がある。

設計における安全裕度の確認に関する研究の一環として,Na漏洩事故対策設備の機能を確認するため,大型試験施設SAPFIRE装置等を用いた試験を行なった。漏洩Naはライナから連通管を通して燃焼抑制槽に流れ込み,10min以内で自然鎮火することを確認した⁽¹⁵⁾。

設計における安全裕度の確認に関する研究およびPSAの適用に関する研究の一環として,燃料集合体内の伝熱流動現象の解析コード群の開発,整備が実施された。

燃料集合体内の伝熱流動解析コードについては,単相流および二相流に対してそれぞれASFREおよびSABENAを開発した。ASFREではワイヤスペーサによる冷却材混合,局所流路閉塞等のモデルを開発し,SABENAではNa沸騰領域の拡大挙動を3次元的に解析できるように整備,改良を行なった。

PSAの適用に関する研究については,「もんじゅ」の設計に基づいて設定した高速増殖炉モデルプラントを対象に研究を進めるとともに,必要

となる信頼性データベースや種々の解析コード群を開発、整備し、高速増殖炉に対するPSAの技術基盤を整えた。高速増殖炉用機器信頼性データベースの整備は、米国エネルギー省との共同プロジェクトであるFBR用機器信頼性データベースCREDOを軸に進め、日米の関連施設のデータを収集した。また、大規模なフォールトツリーの解析や事故シーケンスのモデル化、定量化を迅速かつ効率的に行うためにシステム解析コード群のネットワークを開発、整備した。炉心損傷の物理過程および放射性物質の放出移行過程の評価については、これまで高速増殖炉安全研究の一環として展開してきた各種安全解析コード(SSC, SAS, SIMMER, CONTAIN)の開発と関連試験データを基盤にして広範囲の事象推移に対する解析技術を整備した⁽¹⁶⁾。高速増殖炉モデルプラントの評価からは、炉心損傷確率は十分低く、また放射性物質の大量放出に至るような格納系の破損の可能性は無視しうるほど低いことが示され、確率論的手法によっても安全設計の妥当性が確認された。さらに、構築されたモデル等を基礎にして、いわゆるリビングPSAとして運転安全管理に活用できる見通しを得ており⁽¹⁷⁾、なお一層の安全性向上に向けてPSA手法の積極的な利用を図っている。(動燃・古平 清, 岩田耕司, 前田清彦, 柴原 格)

—参考文献—

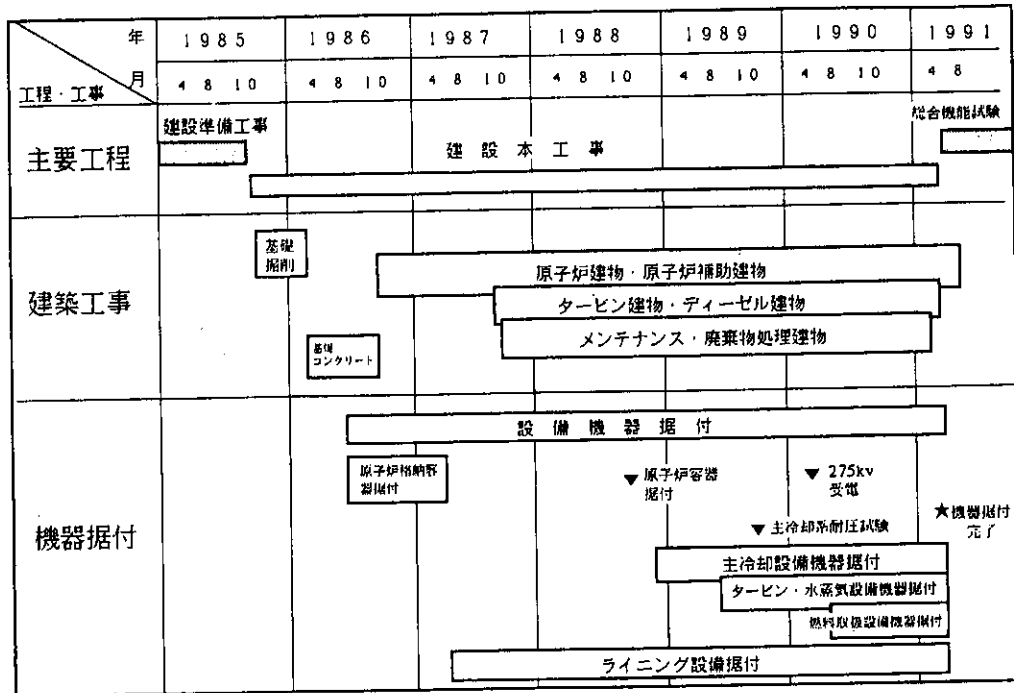
- (1) 大洗工学センター特集, 動燃技報 No.73, (1990).
- (2) 「常陽」による高速炉技術開発の成果と将来展望, PNC TN9410 92-081 (1992).
- (3) 堀 雅夫監修: “基礎高速炉工学”, (1993), 日刊工業新聞.
- (4) SHIRAKATA, K.: A review of FBR physics in Japan, *Proc. ANS Winter Mtg. Washington*, p.324 (1990).
- (5) OHTANI, N., SUZUKI, S.: Advancement in FBR shielding-Ten years in Japan, *ibid.*, p.89.
- (6) 市毛 聡, 他: 高速実験炉「常陽」における設備保全と機器故障の分析, 動燃技報 No.77 (1991).
- (7) 立石嘉徳, 他: 原子力誌, 30 (11), 1005 (1988).
- (8) SHIBAHARA, I., *et al.*: *J. Nucl. Mater.*, 204, 131 (1993).
- (9) 水野朋保, 他: 動燃技報, 62, 37 (1990).
- (10) WATROUS, J.D., *et al.*: Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, P 1.20-1, (1991).
- (11) MURAMATSU, T., NINOKATA, H.: Thermal striping temperature fluctuation analysis using the algebraic stress turbulence model in water and sodium, *JSME Int. J., Ser. II*, 35 (4), 486~496 (1992).
- (12) YAMAGUCHI, A., *et al.*: Plant-wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at JOYO with MK-II irradiation core, *Proc. NURETH-4*, p.398~405 (1989).
- (13) EIDA, K., *et al.*: Simplified analysis and design for elevated temperature components of MONJU, *Nucl. Eng. Des.*, 98, 305~318 (1987).
- (14) 田辺裕美, 他: FBR蒸気発生器の安全性研究, 原子力工業, 34 (1), (1988).
- (15) 宮原信哉, 他: FBRナトリウム燃焼抑制槽の開発に関する工学試験, 原子力学会「昭62年会」要旨集, A65, (1985).
- (16) KONDO, S., *et al.*: Integrated analysis of in vessel and ex-vessel severe accident sequences, Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird, (1990).
- (17) 中井良太, 他: 高速炉プラントへのLiving PSAシステムの適用, 第5回確率論的安全評価シンポジウム論文集, IAE-R9006, (1990).

IV. 建設の経緯

「もんじゅ」の本格的建設工事は、敦賀市街地より北西12kmの敦賀半島北端部の白木地区に造成された敷地に、1985年10月の主要建物の基礎掘削工事に始まり、91年4月の主要機器の単体機能試験を含めた機器据付工事の完了をもって所期の計画通りに完遂させることができた。

「もんじゅ」建設は、軽水炉の経験を反映した技

術協力もあわせ建設工事の施工監理についての日本原子力発電(株)の協力のもと、各土木・建設共同企業体、原子力機器製造メーカ4社(東芝, 日立, 富士電機, 三菱重工), 直営メーカおよび地元業者が参画して進められた。また、プラント全体に係る総合調整役務は、上記メーカ4社の出資で設立された高速炉エンジニアリング(株)があたり、効率的に取りまとめを行なった。以下に「もんじゅ」建設工事の経緯を述べる(第IV-1図参照)。



第 IV-1 図 「もんじゅ」建設経緯

1. 主要建物の本格着工から 原子炉容器据付けへ

1983年1月に着手した進入道路の整備・新設、仮設用地造成、敷地造成等の建設準備としての土木工事の後、85年10月から行われた主要建物の基礎掘削をもって本格的な建設工事が開始された。86年2月には、原子炉建物および原子炉補助建物のマットコンクリートの打設が開始された。86年7月に開始された原子炉格納容器据付け工事は、工場で製作された格納容器胴板、エアロック、機器搬入口、ポーラクレーン等の部品を現地仮工場ブロック化し、それらを大型サイドクレーンによって組み上げ、87年4月の耐圧漏洩試験をもって完了した。格納容器の完成に引き続き、内部のライニング設備の据付け工事が開始されたが、1次系ライニング設備がその間の建設工事全体のクリティカルとなることから、現地加工場での鋼板ライナパネルのプレハブ化を進めるなど作業効率の向上のための種々の工夫がなされた。ライニング設備と同時に開始された生体しゃへい壁据付け工事は、工場で製作された複数の鋼板ブロックを高い精度で据付け、ブロック内部にはしゃへい用充填材として蛇紋岩コンクリートが用いられた。ま

た、原子炉容器の下部に設置されるNa貯留槽、原子炉容器下部支持構造物や原子炉容器ガードベッセルも順次格納容器中心部に据え付けられた。

格納容器建設とほぼ並行して開始された原子炉補助建物建築工事は、建物最下階(地下4階)に設置される2次冷却系のNaタンク7基を先入れし、Naを使用する区域でのライニング設備の施行との取合いのなかで順次進められた。

一方、原子炉補助建物の南に隣接するタービン建物、ディーゼル建物、北に隣接するメンテナンス・廃棄物処理建物も1987年9月より順次着工され、大規模建設工事がサイト内で並行して進められた。

1988年10月には、運搬総重量470tの原子炉容器が「もんじゅ港」に到着し、仮設550tジンポールデリッククレーンにより荷揚岸壁から陸揚げされた。原子炉格納容器までの移送は、サイト内約1.2kmの距離をコロ曳きにより6日間を要した。生体しゃへい壁上のペデスタル部への据付けは、原子炉格納容器内の500tポーラクレーンにより起立させて行われた。

2. 各種機器据付け工事から 建設工事の完了へ

冷却系設備、タービン・水蒸気設備、燃料取扱

設備等を構成する機器はそのほとんどが大型の重量物であり、工場での製作後海上輸送によりサイトに搬入された。荷揚岸壁をはじめとする港湾施設が完成する1988年9月以前に搬入した先入機器であるNaタンク類は、起重機船による仮設岸壁からの陸揚げであったため、気象条件等に左右されることが多かった。多くの設備の主要機器の据付けが本格化した89年以降は港湾施設を利用した順調な搬入が行われたが、気象条件の厳しい冬場(11月から3月)は避けて、当該期間に据付け工事の計画されているものは、秋までにサイトに搬入しておくなど配慮した。

冷却系設備では、1989年が主要機器の搬入・据付けのピークであり、4月に1次純化系コールドトラップを、6月に1次主循環ポンプ、中間熱交換器を、7月に2次主冷却系蒸発器、過熱器を、10月に補助冷却設備冷却器をそれぞれ搬入・据付けを開始した。冷却系設備はNaを取り扱う系統であることから、機器・配管の据付け工事が錯綜するなかで塵埃をはじめとする異物の混入を防止するため最大限の注意が払われた。

1990年には、タービン・水蒸気系・燃料取扱設備の主要機器の据付けをはじめ、ほとんどの設備が、据付け後の試験・検査に移行するとともにユーティリティ設備の試運転に入った。

タービン発電機は、ケーシング、ロータ据付けを経て11月に組立を完了させた。

炉外燃料貯蔵槽は、2月に外容器、3月に貯蔵槽本体、4月に回転ラック等構成機器の据付けが順次行われた。また、燃料出入機が走行する約80mの走行レールが設定され、8月に走行台車上に出入機本体が搭載された。

電気設備は、機器類の据付け試験の本格化に先立ち、工事用電力として275kVの本設系統による受電を4月に開始し、5月には主変圧器の設置を完了した。

1991年には、原子炉格納容器主要工事の終了に伴い工事用仮開口の閉鎖工事が行われ、3月に完了させた。4月24日には、原子炉格納容器運転床の炉上部ピット蓋が閉止され、これをもって機器据付け工事の完了とした。(動燃・前田太志)

V. 試 運 転

「もんじゅ」の試運転は1991年5月より開始されたが、その目的は大きく分けて4つである。

- (1) 『法令に基づくまたは動燃が自主的に実施する各系統、設備の機能、性能の確認およびプラント運転に必要な各種機器の調整』

使用前検査および社内検査として行うもので「もんじゅ」の設計技術の確認である。

- (2) 『試運転データに基づく設計裕度評価等「もんじゅ」設計技術の評価』

「もんじゅ」がFBR開発のため国の総力を挙げ自主開発した原型炉である点を踏まえ、その設計、製作技術の妥当性を確認し「もんじゅ」に関連した研究開発、すなわち機器ならびにコード開発等の総括評価を行い、今後のFBR技術開発に反映することである。

- (3) 『実証炉および将来のFBR開発のためのデータ取得』

実証炉または広くFBR開発に必要な実機データを取得、提供するものである。

- (4) 『運転員の操作習熟』

これに関しては「もんじゅ」のフルスコープシミュレータMARS等を使っての操作訓練と並んで、実機の試運転段階での操作経験は、運転員の操作習熟の観点から貴重なものである。

次に「もんじゅ」試運転の特徴であるが、軽水炉と比べ次のような特徴を有している。

- (1) Naを冷却材に使用していること。Naは高速炉の冷却材として優れた特性を持っているが、系統に充填するにあたってあらかじめ系統中の空気を不活性のArガスに置換し、さらに予熱・昇温する手順が必要である。
- (2) 高温状態で試運転を実施すること。配管等の熱変位については、各温度ステップごとに確認を実施する。
- (3) 高速中性子を使用すること。すなわち高

いエネルギーを持つ中性子が占める割合が大きいから、炉心部、炉心周辺部、炉外等の各場所におけるしゃへい特性の確認が必要となる。

- (4) 「もんじゅ」は我が国初めての大型FBR炉心であることから、炉心流量分布測定や出力分布測定等の炉心特性を把握するための試験が多く実施される。
- (5) 「もんじゅ」はプラント制御系が中間熱交換器、蒸気発生器を通じて、1次、2次のNa冷却系から水・蒸気系までを一括して自動制御する設計となっており、出力試験段階でこれらの制御系が調整、確認される。

「もんじゅ」の試験・運転手順は、工場試験、据付機能試験、総合機能試験そして性能試験と段階を踏んで実施される。このうち機器据付完了後の総合機能試験と性能試験を合わせて試運転と呼んでいる。

(動燃・西田優顕)

V-1 総合機能試験の成果

1. 総合機能試験の計画

総合機能試験は、「もんじゅ」全般にわたる総合的機能の確認のため、各機器・設備の系統としての機能・性能の確認、および起動・停止によるプラント信頼性の確認、ならびに系統相互間の取合いおよび組合せでの機能・性能の確認などを行い、研究開発成果に基づく設計、規格、基準、解析コードなどの妥当性を検証して、炉心燃料の装荷が可能となる条件を確立することを目的として行なった。

総合機能試験の試験項目については、原子炉構造、原子炉格納容器、1次冷却系設備、2次冷却系設備、水・蒸気・タービン発電機設備、燃料取扱および貯蔵設備、計測制御設備などの各設備ごとに大分類し、全体で約300項目の試験項目を選定した。

試験項目の選定に際しては、法令に基づく燃料装荷前の性能に関わる使用前検査、設計性能および運転性能の確認、研究開発のための実機データの取得、更には運転員の運転習熟などを考慮して計画した。

「もんじゅ」は、我が国初の発電を行う高速増殖原型炉として、原子力発電所において従来から実

施されている試験項目のほかに、冷却系自然循環試験等、「もんじゅ」を活用した高速炉実用化開発を念頭に入れた試験項目が含まれているところが特徴的である。

試験は、機器据付完了後の1991年5月の「模擬炉心構成」から開始し、

- (1) 制御棒駆動機構、燃料取扱設備等に関する機器の作動状況を目視により確認しながら試験を進める常温空気雰囲気中試験
- (2) 系統にNaを充填する前にあらかじめ系統中の空気を不活性のArガスに置換し、さらに予熱・昇温し、系統の気密性、高温状態での機器・配管の健全性などを確認するArガス中試験
- (3) 系統にNaを充填しての機能・性能を確認するNa中試験

と段階的に行い、1992年12月の「原子炉格納容器漏洩率試験」までの約20ヵ月にわたって実施した。

第V-1表に、総合機能試験の主要工程(実績)を示す。

2. 総合機能試験の成果

高速炉特有の系統であるNa冷却系設備に関わる試験項目を中心に、「もんじゅ」の総合機能試験で得られた成果を以下に示す。

(1) 模擬炉心構成

模擬炉心構成の目的は、模擬の燃料および中性子源集合体を用いて炉心の仮組みを行うことにより、炉心を含めた1次主冷却系の流路を形成し1次主冷却系循環ポンプの運転性能試験を可能にすること、また、制御棒駆動機構、燃料取扱設備の炉内での試験を可能にすることである。構成手順としては、据付精度を上げるため、据付初期に各炉心構成要素を外周から炉心中心へ骨組みを形成するように挿入し、炉心を3つの部分に分割して、その残りの要素を各部分ごとに外側から据え付けていく方法を採用した(写真V-1)。

模擬炉心構成完了後、各炉心構成要素頂部のレベル測定と要素頂部中心の方位測定を実施し、頂部レベルについては±2mm、要素頂部のずれについては最大3.5mmでいずれも設計で考慮した値を十分下回った結果が得られた。

第 V-1 表 総合機能試験の主要工程 (実績)

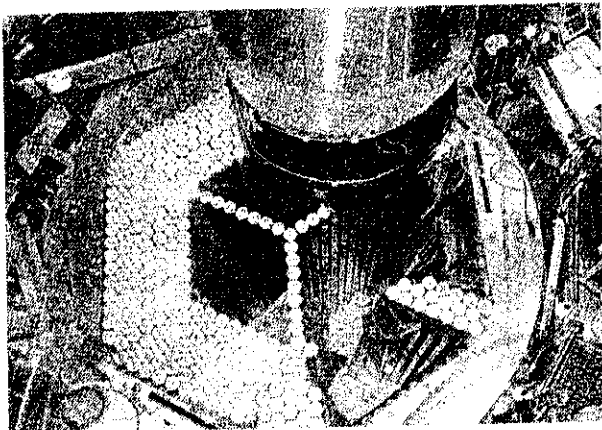
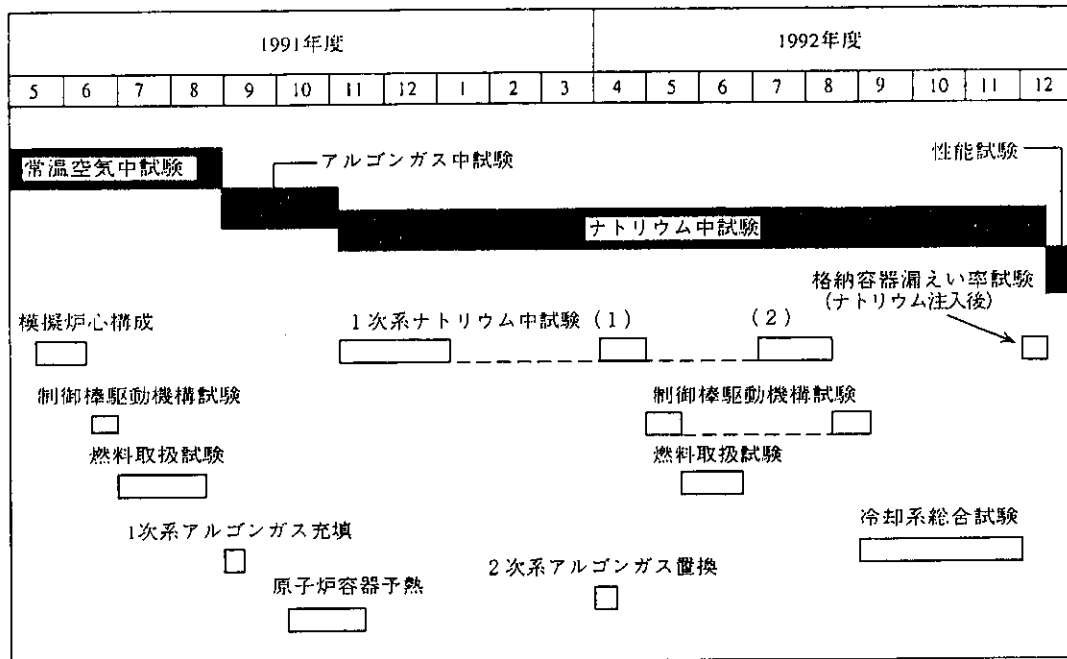


写真 V-1 模擬炉心構成状況

(2) Ar ガス置換

Na 冷却系設備については、Na 充填に先立ち系統内を十分低い酸素濃度に置換・保持できることを確認するとともに、系統全体が高い気密性を有していることを確認した。

炭素鋼タンク等については、真空状態で昇温してのベーキングを行い Na の受入れに備えた。

(3) 原子炉容器予熱

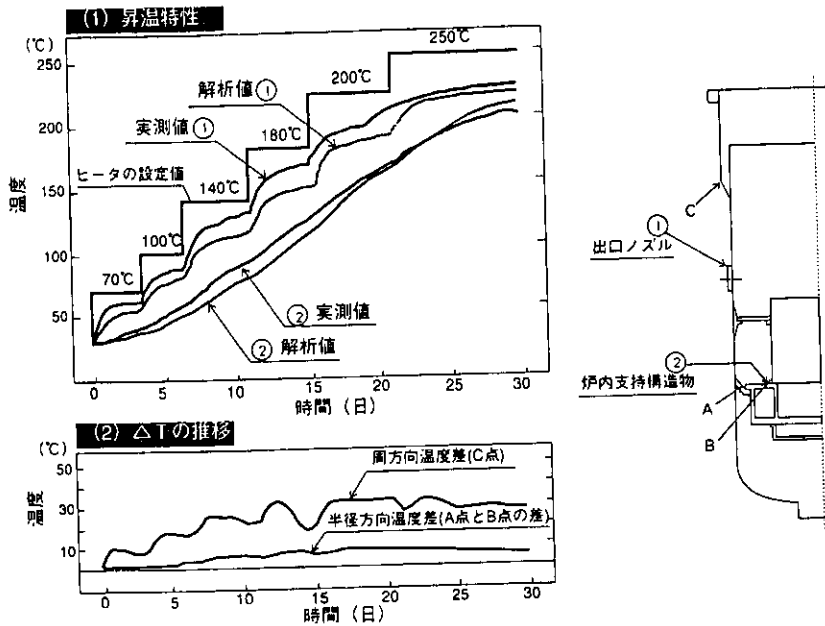
原子炉容器は大型機器でかつ内部に炉心上部機構、内部構造物等を有していることから、原子炉容器および炉内構造物を均一に温度を上昇させることが難しく、これらの予熱制御に注意を払う必要があった。「もんじゅ」では、原子炉容器の構造

健全性を確保しつつ予熱昇温をするため、予熱制御温度を約 40℃ のステップ状に上昇させて、原子炉容器の周方向温度差および原子炉容器と炉内構造物の半径方向温度差の制限値を満足するよう考慮した。

なお、本予熱の実施に際しては、1/3 スケールのモデルによる予熱昇温試験を行い、予熱解析に必要な伝熱データを取得し、実機における予備昇温解析を実施している。試験結果は、温度差の制限値を満足しつつ約 1 ヶ月で昇温が完了した。昇温中の原子炉容器各部温度は、予備昇温解析結果と良く一致した(第 V-1 図)。

(4) Na 受入れ

冷却材である約 1,700t の Na は、国際競争入札の結果フランスから購入することになり、フランスの工場にて移送用のタンクコンテナに入れて、冷却固化した状態で神戸港まで海上輸送された。現地へはトラックで輸送し、タンクコンテナ内の Na を融解して 2 基の仮受タンクに受け入れた。仮受タンクから設備への移送は、Ar ガスで加圧移送し、約 8 ヶ月かけて計画通り受入れを完了した。受け入れる Na については、純化系への負荷の軽減等を図るため、酸素 30 ppm 以下、水素 5 ppm 以下、炭素 30 ppm 以下の管理値を設け純度管理を行なった。



第 V-1 図 原子炉容器予熱特性

(5) Na 機器の構造健全性の確認

(1) 配管熱変位測定

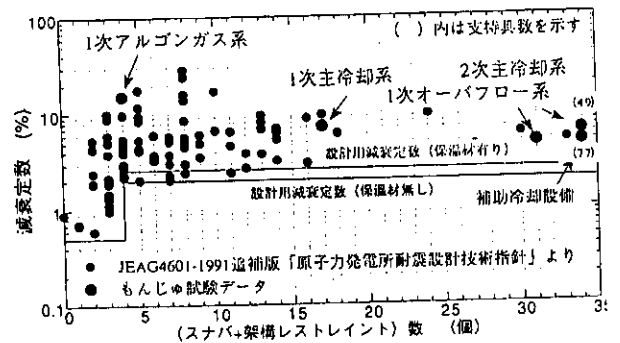
主冷却系配管および Na 補助設備配管のうち、熱変位の大きい配管系を選択し、常温から約 200°C までの予熱時および Na 充填時までの熱変位を測定した。各系統とも解析値と良く一致した試験結果を得ることができ、配管設計評価法の中で予測された値の範囲内であった。一部改造したのものについても、改造後は同様な結果であった。

(2) 配管振動試験

主冷却系配管などの代表的な系統設備の内から供試配管を選択し、供試配管を強制振動または自由振動させることにより、減衰定数、振動モードおよび固有振動数を求め解析結果との比較を行った。減衰定数については、JEAG4601 の「配管系の設計用減衰定数」に基づいた設計値に対し第 V-2 図に示す通り、各供試配管ともこの値を充分上回る値であることを確認した。また、振動モードおよび固有振動数についても、解析値と一致していることが確認され、配管系の耐震設計の妥当性および耐震健全性を確認した。

(6) 1 次冷却系 Na フラッシング運転

1 次主冷却系逆止弁の部分に仮設置した 50 メッシュのストレーナを用いて、Na による系統フラッシング運転を定格流量の約 40% 流量で約 50 h



第 V-2 図 (スナバ+架構レストレイント)数と減衰定数の関係

行なった。フラッシング運転中、ポンプの運転状態に異常がないことを確認するとともに、フラッシング運転終了後に取り出したストレーナの目視による確認結果から、原子炉容器を含む 1 次冷却系内の建設中の清浄度管理が十分であったことを確認した。

(7) 1 次主冷却系循環ポンプ特性試験

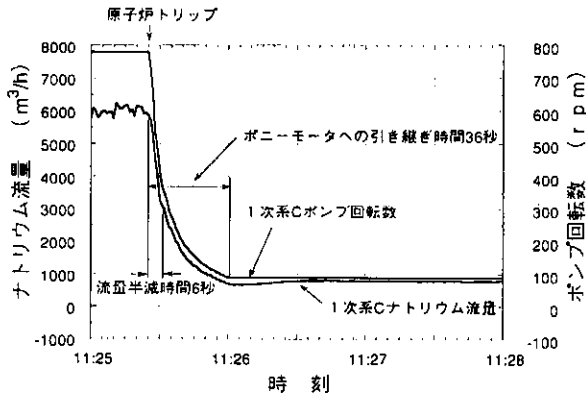
1 次主冷却系循環ポンプ特性試験では、ポニーモータおよび主モータ運転での特性確認を実施した。

ポニーモータ運転特性では、ポニーモータの起動・停止、連続運転およびトリップ試験を実施し、良好な運転特性が得られた。また、「もんじゅ」の 1 次主冷却系は 3 系統を有しており、そのうちの

1系統で崩壊熱を除去できる設計としている。設計性能確認のため、3台運転しているポニーモータのうち2台を停止した場合の循環流量が、必要な流量である定格流量の4%以上を確保していることを確認した。

主モータ運転特性では、主モータの起動・停止、ならびに可変速流体継手付M-Gセットの調整試験を実施し、3系統とも100%流量までの運転特性が良好であることを確認した。

また、原子炉トリップしゃ断器「開」による主モータトリップ試験を実施し、流量コストダウン特性から流量半減時間が設計値の4.6s以上を満足していること、およびポニーモータ運転に円滑に中継できることを確認した(第V-3図)。なお、1次主循環ポンプを起動シーケンスに従って起動し、主モータ運転によるポンプ連続運転試験を実施し、運転中の軸受温度および振動などに異常がなく、1次冷却系循環ポンプが所定の性能を有していることを確認した。



第V-3図 1次主循環ポンプトリップ試験

(8) 補助冷却設備試験

補助冷却設備の試験では、2次主冷却系蒸気発生器入口止弁および補助冷却設備空気冷却器出口止弁などの弁の作動が円滑に行われることにより、補助冷却設備起動時にNa流路が2次主冷却系から補助冷却設備経由に切り替わり、ポニーモータ運転時の定格流量の約7%のうち主冷却系に約1%、補助冷却設備に約6%の流量で制御が行われることを確認した。

また、補助冷却設備による崩壊熱除去運転時の空気冷却器冷却性能ならびに送風機、ダンパおよ

びベーンによる空気冷却器出口Na温度制御が運転モード強制冷却モード(送風機高速運転および低速運転)および送風機停止状態での自然通風モードで円滑に行われることを確認した。

なお、補助冷却設備の除熱量の測定は、炉心での発熱により十分な熱量が得られる性能試験段階においても実施する。

(9) Na補助設備試験

(1) Na純化系設備試験

Na純化系設備は、1次、2次および炉外燃料貯蔵設備に設置されている。試験では、おのおののコールドトラップ、プラグング計、およびサンプリング装置の性能と操作性について確認した。

コールドトラップは、流入するNaを冷却することによって、Na中の不純物を析出・捕獲し、系統内Na純度を確保するもので、冷却性能および温度制御性の確認、ならびに系統内Naの純化運転を行い所定の性能を有することを確認した。

プラグング計およびサンプリング装置については、系統内Naの純度測定が円滑に行われることを確認した。

(2) オーバフロー系設備試験

通常運転時の系統内Naの温度変化による体積変化に対して、原子炉容器および2次主冷却系蒸発器のNa液位の変化を抑制できることを確認した。また、1次Naオーバフロー系設備については、原子炉冷却材バウンダリーで万一1次冷却材の漏洩が生じた場合の、過度のNa流出防止のための運転停止、ならびに原子炉容器の液位低下に対する炉心冷却に必要な液位であるエマージェンシーレベル以下になることを防止する汲上げ運転などの所定の機能を有することを確認した。

(10) 冷却系組合せ試験

(1) 冷却系モード運転試験

1次主冷却系、2次主冷却系および水・蒸気系の一部を組み合わせ、運転要領等に従って、起動/停止モード、低温停止/燃料交換モードなどの各基本運転モードにおけるプラント操作を行い、運転手順の妥当性を確認した。

水・蒸気系については、蒸発器へ195°C、127 kg/cm²・Gの熱水の通水運転までを行い、運転所要時間などの確認を行なった。

(2) 1次(2次)主冷却系循環ポンプ トリップ試験

1次、2次主冷却系循環ポンプが100%流量状態から、1次あるいは2次主冷却系循環ポンプが停止するという模擬試験を実施し、原子炉保護系信号が所定のシーケンスに従って発信されることにより、原子炉トリップ、1次および2次主循環ポンプトリップ(ポニーモータ運転に引継ぎ)、ならびに補助冷却設備が自動起動して、プラントが安全に停止状態(崩壊熱除去運転状態)に移行できることを確認した。

(3) 補助冷却設備起動試験

1次、2次主冷却系循環ポンプが100%流量状態から、原子炉手動停止操作を行い、1次および2次主循環ポンプがポニーモータ運転に移行し、2次Na冷却材流路が蒸気発生器側より補助冷却設備側に切り替わることを、および空気冷却器が運転状態に移行し、同出口Naの流量・温度制御などが円滑に行われることを確認した。

(11) 計測制御設備関連試験

(1) 原子炉容器内計装機能試験

高速炉特有のプロセス計装であるNa液面計の試験の一環として、原子炉容器内液面計の零点およびスパン調整を校正済の基準液面計を用いて実施した。また、液面計の周囲に設置した波立防止筒の影響確認試験を実施し、その効果について確認した。

(2) 原子炉保護系系統試験

原子炉保護系系統試験として、検出器から安全保護系設備の継電器までの一連の安全保護系の保護動作が、所定のシーケンスに従って正常に作動することを確認した。

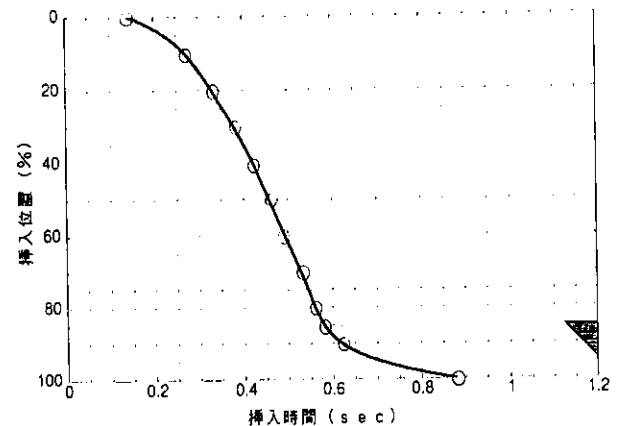
(3) ディーゼル発電機設備機能試験

非常用電源設備であるディーゼル発電機設備について、起動・負荷試験および負荷しゃ断試験などを実施し、所定のインタロックに従って運転できることを確認した。

(4) 制御棒駆動機構作動試験

微調整棒および粗調整棒の主炉停止系ならびに後備炉停止系の駆動装置について作動試験を行い、制御棒ラッチ・デラッチ機能、挿入・引抜き機能確認を実施し、所定の機能を有していることを

確認した。また、スクラム特性を確認するため、各制御棒を全引抜位置からスクラム動作により制御棒を落下挿入させ、全ストロークの85%挿入位置までの所要時間が1.2s以内であることを確認した(第V-4図)。



第V-4図 微調整棒駆動機構1号機スクラム特性

(5) プラント制御系試験

プラント制御系は、定格出力の40~100%の範囲で出力指令装置からの指令に従い原子炉の出力、1次、2次主冷却系流量および給水流量などを制御し、プラント出力を自動制御する。試験では、1次、2次主冷却系流量制御系について、制御系を中心に出力制御装置から10%ステップ変化を与えた時、および通常出力上昇率、下降率、セットバックモード降下率のランプ変化を与えた時の動作特性、応答性および安定性の確認などを行い良好な追従性、安定性を有していることを確認した。

(12) 外部電源喪失模擬試験

試験は、1次、2次系を40%出力運転状態とし、系統側から受電しゃ断器を「切」とすることにより外部電源の喪失を模擬し、非常用ディーゼル発電機設備が自動起動して、所定のシーケンスに従って順次給電され、プラントが安全に非常用電源による停止状態(崩壊熱除去運転状態)に移行できることを確認した。

(13) 燃料取扱および貯蔵設備試験

(1) 燃料交換設備試験

燃料交換設備試験は、常温空気雰囲気段階で原子炉容器内に立ち入り、機器の作動を目視で確認する試験を実施した後、Na中での遠隔自動運転

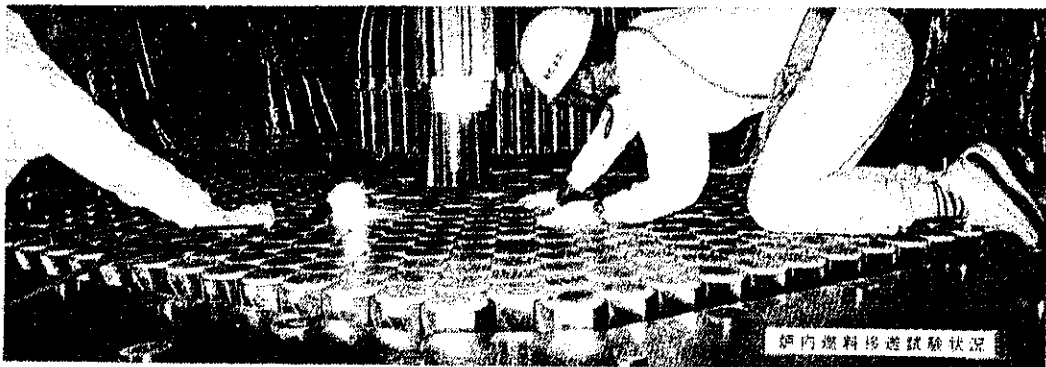


写真 V-2 炉内燃料移送試験状況

での確認を行なった。試験では、炉心構成要素をつかみ・はなしする燃料交換設備グリッパの位置決め精度が20mm以内にあることを確認するアドレス確認、作動トルク、ストローク、および作動時間などの確認を行い、所定の機能を有することを確認した(写真 V-2)。

(2) 燃料出入設備試験

燃料出入設備は、新燃料の装荷および使用済燃料の取出し・貯蔵を行う各設備間を移送するための設備で、多数の設備との取合い点の確認を行うため、位置決め精度、グリッパ作動ストローク、作動トルク、および作動時間などの確認を行い所定の機能を有することを確認した。

(14) 原子炉格納容器漏洩率試験

機器据付完了時および系統へのNa充填時において、原子炉格納容器漏洩率試験を実施した。

試験結果は、Na充填前において許容漏洩率0.1%/dに対して0.014%/d、充填後において許容漏洩率1%/dに対して0.020%/dで、いずれも許容漏洩率を十分満足しており、所定の気密性を有することを確認した。

(15) セルライナ気密漏洩率試験

万一のNa漏洩時に、漏洩Naと空気および建物コンクリートとの接触防止が必要な部屋(セル)は、鋼製ライナの内張りにより全体が気密構造となっている。このセルの気密性を確認するため、原子炉建物内および原子炉補助建物内に設置された各セルの漏洩率試験を実施した。その結果、各セルライナの漏洩率は、許容漏洩率を十分満足しており、所定の気密性を有していることを確認した。

(動燃・坂井 茂)

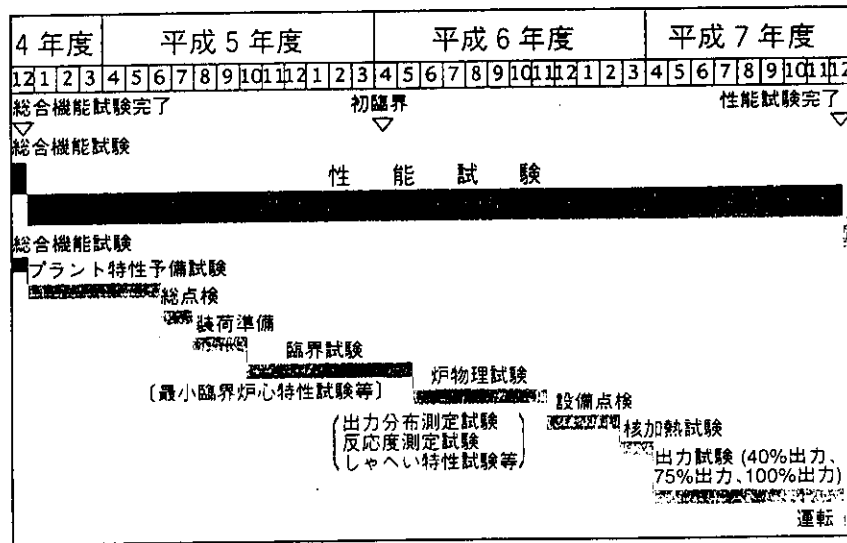
V-2 性能試験の概要と成果

「もんじゅ」の性能試験は、安全性および信頼性の高い原型炉プラントとして完成させ、FBR実証炉等将来炉につなぐ技術の確証と展開を目指すため、プラント系統設備の性能確認、プラント運転に必要な各種調整、試験データに基づく設計裕度評価等を実施するとともに、今後のFBR開発の基礎となる実機データを取得し、集約することを目的として実施している。

性能試験は総合機能試験の完了を受けて1992年12月に開始された。性能試験は、試験内容と工程的な観点から、プラント特性予備試験、臨界試験、炉物理試験、核加熱試験、出力試験に大別される(第 V-5 図)。

プラント特性予備試験は、1992年12月16日に開始し、主循環ポンプの回転入熱により定格運転時の原子炉入口温度である397°Cまで1次冷却系Naを昇温して、プラント各部の熱特性の測定評価を行い、核加熱後の試験準備や評価データの充実を行なった。その後、炉心燃料装荷のための設備の総点検、準備を行い、93年10月13日に炉心燃料の装荷を開始し、内側炉心燃料集合体108体の炉心を構成し、その後流量分布測定を経て、94年1月27日に初臨界に向けての外側炉心燃料集合体90体の炉心構成を開始した。94年4月5日、168体の炉心燃料集合体装荷により、初臨界を達成した。引き続き残りの燃料を装荷し、94年5月20日に198体の全燃料の装荷を行なった。

臨界試験では、初期炉心を構成するための、炉心燃料装荷・臨界近接、初臨界達成、初臨界炉心での特性評価などを行なった。初期炉心構成後は、



第 V-5 図 性能試験工程

1994年5月21日より炉物理試験として、反応度価値・反応度係数評価、出力分布評価、熱流力特性評価などを行い、94年11月15日に終了した。

炉物理試験後は設備点検に引き続き、核加熱を開始し、40、75、100%と段階的に出力を上昇させ、出力試験として各出力段階で運転特性、制御特性、過渡特性など所定のプラント性能を確認する。また、放射線しゃへい測定、化学分析などは出力上昇に合わせて継続的に実施していく。

1. 燃料搬入

「もんじゅ」初装荷用炉心燃料集合体は、動燃東海事業所Pu燃料第3開発室FBRラインにおいて、1989年秋より製造を開始した。炉心燃料ペレットは、炉内での燃焼中のスエリングを低減するため、その密度が理論密度の85%の中実低密度ペレットである。低密度ペレットは、原料MOX粉に密度降下剤と呼ばれる有機剤粉末を添加し、焼結時の密度降下剤の昇華によりペレット中に気泡跡を作る方法で製造される。密度降下剤の選定から製造条件の設定に至るまで各種試験調整を実施し、量産技術の確立を図ってきた。94年1月までに内側・外側炉心燃料集合体および試験用燃料集合体合わせて205体の製造を完了した。

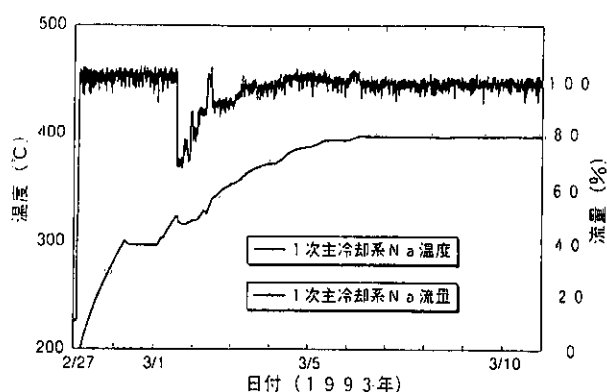
炉心燃料集合体の製造の進捗に合わせ、1993年7月よりサイトへの燃料輸送を開始した。本輸送に使用した輸送容器は、しゃへい材や衝撃吸収材

の入った多重構造を有し、9mの落下試験や800℃、30min間の火災試験等によりその安全性を確認した。輸送に当っては、伴走車を配備して輸送隊列を編成し、放射線管理の専門家を同行させる等、細心の注意を払って行うとともに、輸送ルート上の各関係機関の協力のもと、計画通り94年3月まで9回、合計205体の輸送を安全に実施した。

サイトに搬入された燃料集合体は、輸送容器から取り出し、空気雰囲気である新燃料貯蔵ラックに貯蔵する。その後、炉外燃料貯蔵槽に移送し、Na中で炉心へ装荷するまで貯蔵する。

2. プラント特性予備試験

プラント特性予備試験は、原型炉としてのプラントデータ蓄積と性能試験を安全円滑に進めるための予備的評価を行うことを目的に実施した。この中で、ポンプ入熱による系統昇温特性・ヒートバランスを確認する昇温確認試験、出力分布測定で使用する試験用集合体などの取扱作業の事前確認を行う出力分布評価予備試験、模擬炉心での炉心流量分布測定を行う模擬炉心流量分布評価、2次系コールドトラップを昇温、降温し純度測定を行うコールドトラップ再生特性評価、そして原子炉トリップなどの事象を模擬して手順の確認をするプラント操作手順確認を行なった。第V-6図に1次冷却系Na昇温特性結果を示す。



第 V-6 図 1 次主冷却系 Na 昇温特性

3. 臨界試験

臨界試験では、炉心に仮組みされている模擬燃料集合体を炉心燃料集合体に順次置き換え、臨界炉心構成を行い初臨界を達成する。炉心燃料集合体は、炉心中央部から同心円上に9回に分割して装荷した。

臨界近接は、各回の燃料装荷終了ごとに制御棒引抜き操作を行い、中性子計測を行なって逆増倍曲線を作成し、臨界本数を推定して、その後の燃料装荷本数を決めていく方法で実施した。

これらの燃料装荷、制御棒引抜き操作、中性子計数率測定、臨界本数の推定等の一連の臨界近接作業を繰り返し、初臨界は1994年4月5日10時01分に達成した。その時の炉心燃料集合体の装荷体数は168体であった。制御棒値測定および周辺燃料値評価等の最小臨界炉心特性評価を行なった後、残りの炉心燃料集合体を炉心に装荷し、初期炉心構成を行い臨界試験を終了した。

4. 炉物理試験

初期炉心構成後、炉物理試験として、炉停止余裕の確認、制御棒、燃料および固定吸収体の反応度値特性評価などを行なった。制御棒の反応度値は、原子炉熱出力は極低出力、原子炉出入口Na温度は約200°C、1次冷却材流量は約49%のプラント状態で炉周期法等を用いて測定した(第V-2表)。

燃料および固定吸収体の反応度値は、燃料集合体1体を模擬燃料集合体1体または固定吸収体1体と置換し、置換前後における臨界制御棒位置と制御棒値校正曲線から反応度を求め、その差

第 V-2 表 過剰反応度および反応度停止余裕測定結果

項目	制限値	測定値
過剰反応度(180°C)	5.7% $\Delta k/k$ 以下	3.0
主炉停止系の反応度停止余裕 [†]	1% $\Delta k/k$ 以上	5.2
主炉停止系の最大反応度添加率		
粗調整棒	$4 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ 以下	3×10^{-5}
微調整棒	$8 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ 以下	6×10^{-5}

[†] 最大反応度値を持つ制御棒1本が、全引抜き位置のまま挿入できないとした場合。

第 V-3 表 反応度値評価(% $\Delta k/k$: 1体当り)

制御棒反応度		
微調整棒		6.7×10^{-1}
粗調整棒	中 心	1.0×10^0
	第1リング	8.8×10^{-1}
	第2リング	5.9×10^{-1}
後備炉停止棒	第1リング	1.2×10^0
	第2リング	8.8×10^{-1}
燃料等価反応度		
炉心周辺		8.8×10^{-2}
炉心中心		2.9×10^{-1}
固定吸収体反応度(1体装荷時)		1.4×10^{-1}

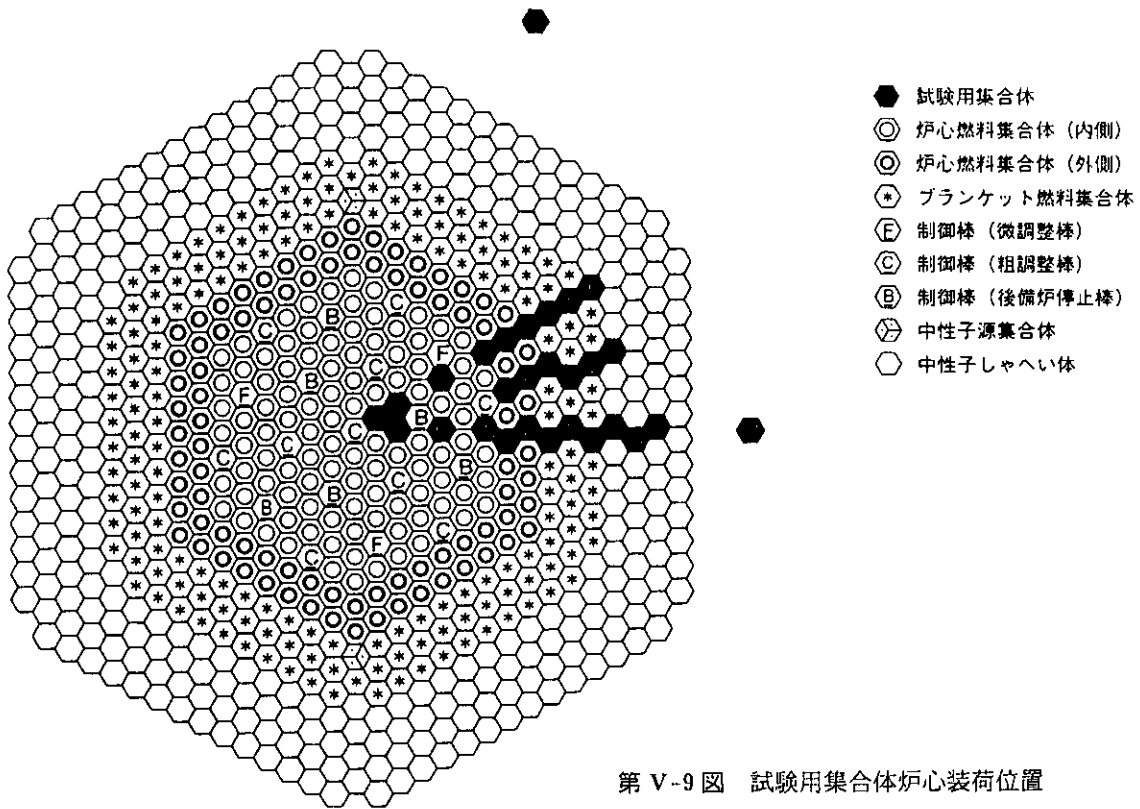
より等価反応度を求めた。第V-3表に反応度値評価結果を示す。

核分裂箔および放射化箔を炉内で照射し、箔の反応率を測定することにより炉心内の反応率分布、出力分布等の炉心特性を評価する出力分布評価を炉物理試験中に行なった。この試験の手順は次の通りである。

(1) 核分裂箔、放射化箔およびCoガラス線量計を封入した中性子検出要素を燃料検査設備で試験用集合体および試験用しゃへい体へ挿入する。挿入作業は、専用の中性子検出要素取扱装置を用いた。試験用集合体および試験用しゃへい体の体数は、以下の通りである。

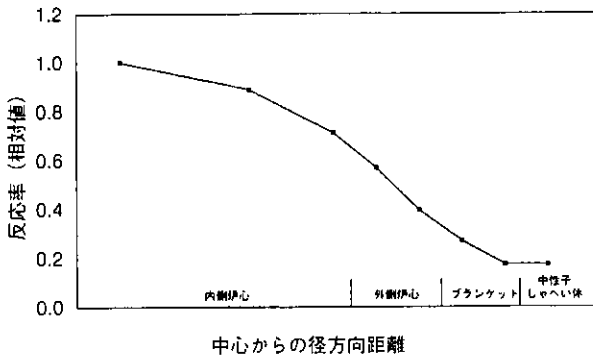
- ① 試験用集合体A(炉心燃料領域用) 5体
- ② 試験用集合体B
(ブランケット燃料領域用) 3体
- ③ 試験用しゃへい体 4体

(2) 燃料交換設備を用いて試験用集合体および試験用しゃへい体を炉内に装荷し、約2



第 V-9 図 試験用集合体炉心装荷位置

この試験により延べ51集合体、2,084枚の箔の照射を行なった。第 V-10 図に反応率分布の一例を示す。

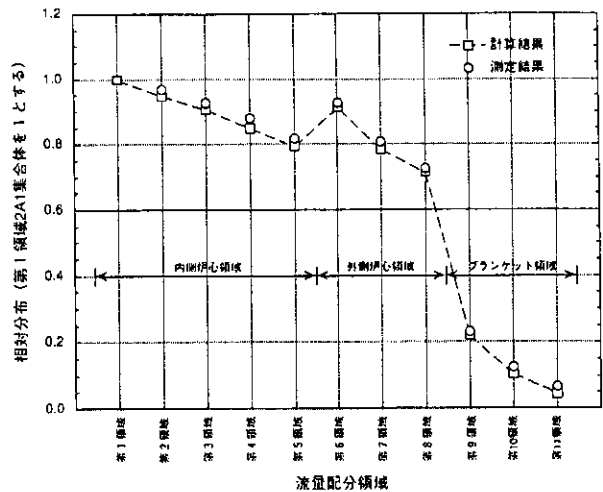


第 V-10 図 ^{239}Pu 核分裂反応分布測定値 (例)

温度係数や流量係数等の反応度係数特性評価および原子炉まわりしゃへい評価等の試験は、炉物理試験から出力試験にかけて継続的に行なっている。さらに、試験期間中の原子炉停止時には、燃料集合体等の流量分布評価を行なった。第 V-11 図に流量測定結果を示す。

5. 核加熱試験

炉物理試験に引き続き、核加熱試験準備として



第 V-11 図 流量測定結果 [相対分布]
(1次主冷却系流量: 100%)

1991年より保管状態にあったタービン、水蒸気系設備の点検ならびに電気設備、計測制御設備などの設備点検を実施している。その後、95年2月より核加熱による系統昇温を行い、約120気圧、約330~370℃の蒸気条件下で水・蒸気系設備の性能を確認し、タービン・発電機の初通気などの試運転ならびにタービンバランス調整などを行なって、電力系統への初併入の準備を行う。

6. 出力試験

電力系統への併入後、出力試験として、約40%、約75%および定格出力の各出力段階で、炉心の核的・熱的特性、放射線しゃへい特性を測定するとともに、プラントおよび各設備機器の運転特性、制御特性を確認する。

各出力段階へ移行する際に運転特性確認として、プラント起動、一定出力運転、出力変更、停止操作等を行い、各状態におけるプロセス量の測定を実施し、運転操作の安定性を確認していく。

また、プラントトリップ、発電機負荷しゃ断、外部電源喪失等の過渡時においても、原子炉が安全に停止し、崩壊熱が正常に除去されることの確認を行う。

今後の研究開発への基礎的なデータ取得として、原子炉停止時等の炉内プレナム部のNaの温度変化の測定、機器の診断技術開発のための振動、温度などのプロセス量の詳細測定も行なっていく計画である。以上の試験を通して、「もんじゅ」として本格運転に入る前に必要なすべての性能、機能を確認する。
(動燃・西田優顕)

VI. 燃料装荷と臨界近接

1. 燃料装荷

「もんじゅ」の炉心は2段階に分けて構成した。まず、実燃料を本設備を用いて装荷するための準備として原子炉容器の据付け後の1991年5～6月に、空気雰囲気において、炉心燃料集合体および中性子源集合体は模擬体で、それ以外は実物のブランケット燃料集合体および中性子しゃへい体等を目視確認を行いながら炉心に据え付けた(模擬炉心)。その後、93年10月より、燃料交換装置等を使用して、これらの模擬体を順次実物に取り替えて炉心に装荷し実炉心を構成した。炉心燃料の装荷は、通常の燃料取替と同様の手順で実施した。

炉心燃料装荷は、初臨界達成までを9回のステップに分割して実施し、その後臨界試験を実施しながら残りの燃料を装荷して5月20日全炉心の構成を完了し、臨界試験を終了した。

炉心燃料の装荷は、炉心中心部より、炉心を円形に近いものとしながら行なった。内側炉心燃料集合体108体の装荷は1993年10月13日～11月3日の間に2回に分けて行なった。外側炉心燃料集合体の装荷は、94年1月27日より開始し、7回に分けて行い、3月28日168体目の装荷を行い、初臨界炉心構成を終了した。初臨界達成までの燃料装荷ステップと燃料装荷体数を第VI-1図に示す。

2. 臨界近接

臨界近接においては、各回の燃料装荷ステップ

終了ごとに制御棒引抜き操作を行い、中性子計測を行い臨界達成燃料体数を予測した。

制御棒は微調整棒3本、粗調整棒10本、後備炉停止棒6本より構成され、制御棒の引抜きは後備炉停止棒を全数全引抜きした後、中性子計数率変化を監視しながら、微調整棒、粗調整棒の順で引抜き、最後に炉心中心位置の粗調整棒を引き抜いた。

中性子計測は、原子炉容器内に仮置した燃料装荷系検出器(^{10}B)2チャンネルと本設装置の線源領域(BF_3)2チャンネルおよび広域(FC)3チャンネルの検出器を用いて行なった。初期の燃料装荷ステップでは、中性子束レベルが低く燃料装荷系検出器と線源領域検出器で計測を実施し、臨界近くになり広域検出器も使用した。

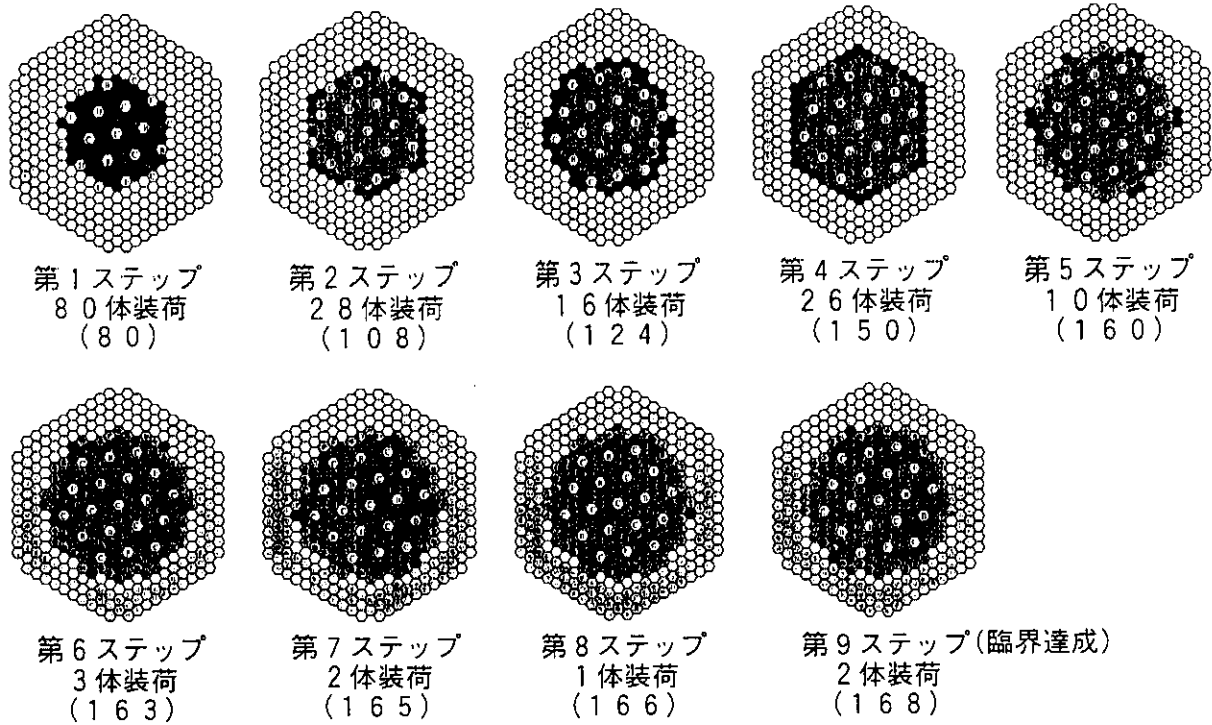
臨界燃料体数の予測は後述する方法を用いて実施し、得られた予測体数に基づきその後の燃料装荷体数を決めた。これらの燃料装荷、制御棒引抜き操作、中性子計数率測定、臨界体数の予測等の一連の臨界近接作業を繰り返した。

3. 臨界予測

臨界近接時に用いた臨界予測法は、以下の3つの方法である。

(1) 解析

初臨界の予測解析は、大型炉FBR臨界実験JUPITER計画等の解析で信頼性を確認している、動燃の高速炉炉心解析システム(CITATION, SLAROM, JENDL-2ライブラリー(JFS-3-J2)等)を用いて実施した。計算は、燃料製造実績に基づく燃



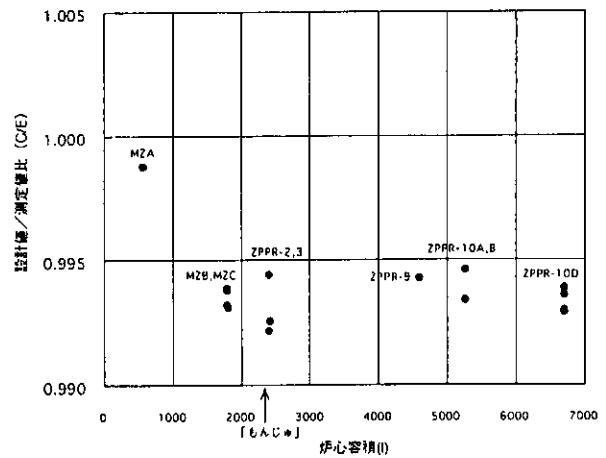
第VI-1図 初臨界達成までの燃料装荷ステップ

料組成を用い、18群の3次元拡散計算を基本計算として輸送理論、メッシュ効果、非均質効果等の計算補正を行なった。輸送理論補正はTRITACコードを用いて評価した。非均質効果は燃料ピンと集合体のいわゆる二重非均質効果を評価した。温度補正は、計算が室温体系であるため試験温度に補正したものである。また、計算体系は制御棒位置をNaフォロワーとして扱い、実際の制御棒全引抜き状態の補正を制御棒残留効果として補正した。さらに、燃料構造材(ステンレス鋼)の組成は、基本計算では規格の組成を使用したため実組成の効果を補正した。

計算補正量を第VI-1表に示す。同時に、同一の手法で「もんじゅ」のモックアップ臨界実験であるMOZART実験の評価解析を実施し、実験補正量を求めた。結果を第VI-2図に示すが、非常に

小さい炉心のMZAを除き、炉心の体積によらず解析値/測定値(C/E)比は一定となった。

この予測解析の結果、臨界となる燃料体数は169±8体(20相当)と予測した。



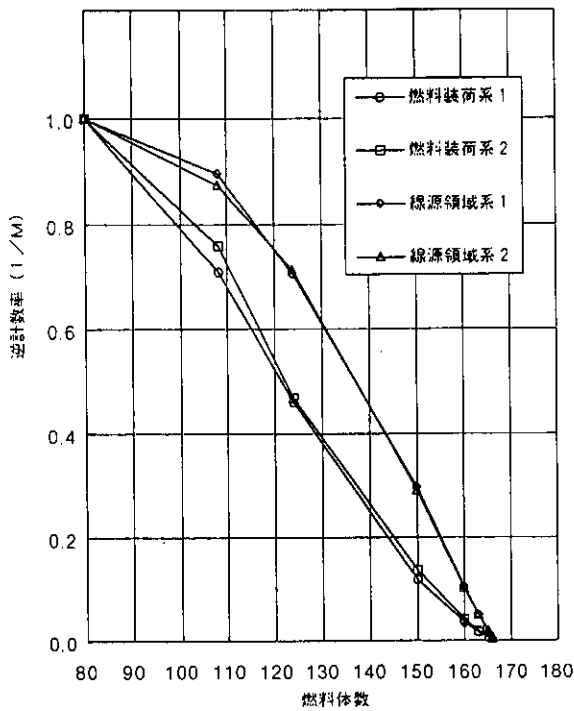
第VI-2図 臨界実験解析C/E値

第VI-1表 予測計算補正

メッシュ効果	-0.60 Δk
輸送理論	0.74 Δk
非均質効果	0.39 Δk
温度(室温→200℃)	-0.20 Δk
制御棒残留効果	-0.10 Δk
構造材実組成効果	-0.10 Δk
臨界実験補正	0.60 Δk

(2) 逆増倍曲線法

各燃料装荷ステップごとに計測した制御棒全引抜き状態での中性子計数率の逆数を、第1回装荷ステップ後の測定値を基準にして中性子源増倍法に基づき処理し、臨界体数を予測した。初臨界達成までの逆増倍曲線を第VI-3図に示す。燃料装荷系検出器と線源領域検出器ではその位置の違い



第 VI-3 図 逆増倍曲線(制御棒全数全引抜)

により異なる傾向を示している。

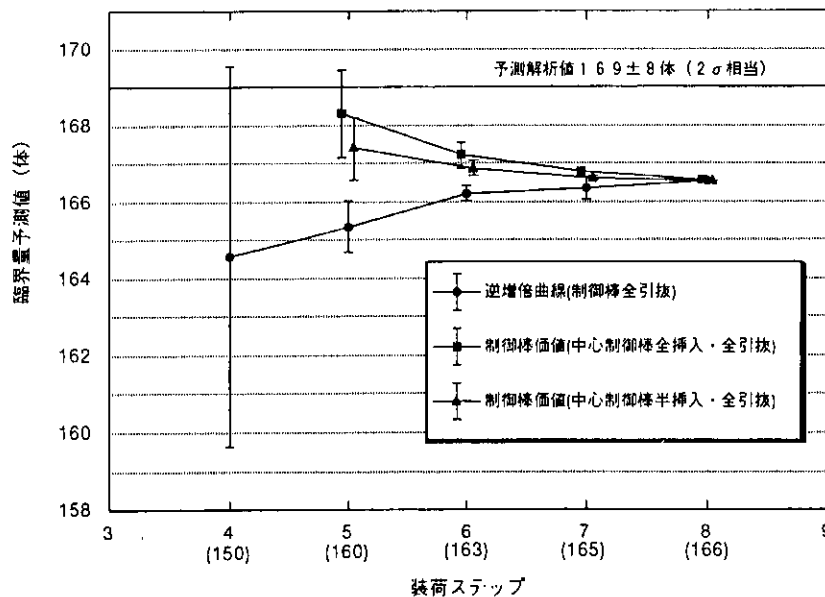
(3) 制御棒価値法

制御棒(炉心中心制御棒)の挿入量を変えて反応度変化を与え、それによる増倍中性子量の変化を計測し、対象炉心の実効増倍率を推定する方法であり、中性子源増倍法の応用である。反応度変化量は通常の制御棒価値計算で求める。本手法の特

徴は、臨界予測に際し過去の装荷ステップ炉心と当該炉心との逆増倍率の直線外挿より求める逆増倍曲線に対し、当該炉心のデータだけを用いて評価できることおよび制御棒価値の計算精度は経験的に大きくても±10%程度と見込めるので、反応度変化量を1%Δk/k程度にすれば0.1%Δk/k程度の精度で予測が期待できることが挙げられる。

以上の臨界予測法に基づき各燃料装荷ステップごとに臨界燃料体数を予測し、次の体数を決めて装荷した。

各装荷ステップ時の初臨界予測の変化を第 VI-4 図に示す。図中の装荷ステップごとに示す臨界量予測値は検出器ごとに値が異なり、ここでは燃料装荷系および線源領域の計数值による最大最小値を幅で示している。逆増倍曲線の予測は、装荷が進むにつれ徐々に体数が増加し検出器間のバラツキも小さくなっている。制御棒価値法は、中心制御棒の全挿入時と全引抜時の計数からの予測の場合と、半分挿入時と全引抜時の計数率からの予測の場合を示している。装荷が進むにつれて臨界体数は少なく予測している。検出器間の予測幅は第7装荷ステップではほとんどなくなり、逆増倍曲線による予測もほぼ同じ体数を予測している。また、逆増倍曲線と制御棒価値法による臨界体数予測は装荷ステップが増えるにつれ、おのおの増加と減少の相違なる傾向で予測しており、臨界近

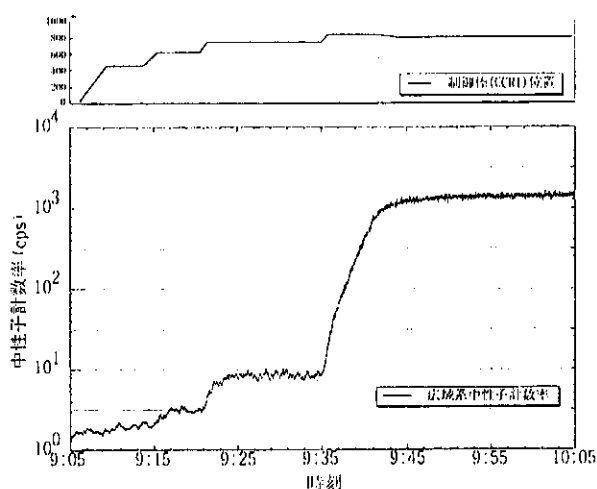


第 VI-4 図 各装荷ステップごとの臨界量予測

接をより信頼性のあるものにしたといえる。以上の予測に基づき第9回目の装荷ステップでは確実に臨界とし、炉心反応度測定のための若干の過剰反応度を持たせるため2体を装荷し、168体で初臨界を達成した。

4. 初臨界達成

初臨界達成は168体の炉心燃料を装荷した炉心で行なった。中心の制御棒1体は全挿入とし、他の制御棒18体は全部引抜き状態から、最終の臨界操作となった。中心の制御棒を段階的に引き抜き、そのたびに中性子計測を行い、逆増倍曲線を作成して、臨界達成の制御棒位置を予測しながら、次の制御棒引抜き量を決めていった。臨界直前の制御棒引抜き位置は670mmであり、これより臨界達成のため780mm位置まで引抜きを実施した。これは、約8 ϕ プラスの反応度を投入する量であり、約80sのペリオドで中性子計数率が継続的に増加をする。この継続的増加を確認した後、制御棒引抜き位置を調整して中性子計数率を保持し、臨界状態とした。この時の制御棒引抜き位置は730mmであった。以上の初臨界操作時の広域中性子検出器の計数率の変化を第VI-5図に示す。



第VI-5図 初臨界達成時の中性子計数率変化

5. 初臨界炉心特性

初臨界を達成した後、中心制御棒の値を炉周期法により測定した。測定の結果、初臨界炉心(168体)は0.16% $\Delta k/k$ の過剰反応度を有していることがわかった。また、先述した臨界予測解析から予測される168体炉心の実効増倍率は、測定値(E)は1.0016、解析値(C)は0.9995、C/E比は0.998であり、予測解析と測定値は良く一致した。(動燃・中島文明)

VII. おわりに

世界的に注目を集めて迎えた高速増殖原型炉「もんじゅ」の臨界は、広範な研究開発を踏まえ、実験炉、原型炉と着実に開発を進めてきた我が国の高速炉技術の成果である。これは、我が国の将来のエネルギー確保に不可欠と位置付けされている核燃料リサイクル体系の確立に向けた大きな前進であり、またフランスのスーパーフェニックスの運転再開とともに、世界的な高速増殖炉開発の停滞の中での朗報でもある。

「もんじゅ」の臨界は、高速実験炉「常陽」の設計・建設・運転の経験と大洗工学センターを中核に実施された数多くの研究開発、東海事業所でのPu燃料開発・製造等、動燃事業団の総力を結集したものである。

また、高速増殖炉は将来の原子力発電の主流にしていくべきと位置づけられており、この臨界達成は、我が国の高速増殖炉基盤技術の確立へ向け、ひいては21世紀の原子力発電技術の確立へ向けての技術開発の重要なステップを意味しているといえる。

「もんじゅ」は、設計・建設・運転等を通じ、高速増殖炉発電プラントとしての原子炉の性能および信頼性を技術的に確認するとともに、経済性についても検討・評価を行うための各種データを得ることとしており、国による使用前検査を受けるとともに、このような目的の自主試験についても行なっている。

「もんじゅ」の性能試験は、全炉心燃料集合体を炉心に装荷した臨界試験を終え、初期炉心構成後の国の使用前検査を受けながら、過剰反応度や炉

停止余裕の確認,制御棒および燃料の反応度係数特性,温度係数や流量係数等の反応度係数特性評価および原子炉まわりしゃへい等の試験を実施するとともに,核分裂箔や放射化箔を用いて炉心内の出力分布等を測定する出力分布評価を実施し,現在それらの試験結果のまとめと評価を実施している。

現在「もんじゅ」は,出力上昇に備えて設備の点検を実施しており,設備点検終了後,核加熱による系統の昇温,水・蒸気,タービン系統設備の試験を行い,出力試験として電気系統への初併入,40%,75%,定格電気出力での各出力において,プラント起動・運転・出力変更・停止操作等を行い,プラント全体の特性確認ならびに計測制御設備等の調整を行うとともに,プラントトリップ時や発電機負荷しゃ断時等の過渡特性確認を行い,1995年12月にはすべての試験を終了し,本格運転に移る予定である。

本格運転では,高速増殖炉発電プラントとして安定・安全運転の実績を示すとともに,将来炉のためのデータ取得,信頼性の実証を行い,さらに,より幅広い研究開発を行うための「もんじゅ」の高度化の検討を行なっていく計画である。

現在,平和利用のPuにおいても,その存在や取扱いが国際的にも大きな関心と呼ぶようになってきており,我が国の原子力開発利用を展開する上で諸外国の理解を得ることがますます重要となってきている。また,高速増殖炉開発は将来の世界的なエネルギー問題解決のための国際的な共

通財産として,各国が協力して取り組むことが重要との認識がなされている。そこで,技術情報の交換を活発に行い,各国の蓄積された知見を効果的に活用するとともに,国際的に開かれた透明性のある日本の高速増殖炉研究であることを示す点からも,すでに,技術協力協定に基づき,フランス,イギリス,ドイツ,アメリカからの技術者の駐在や技術情報の交換などが行われている。今後は「もんじゅ」を国際的な高速増殖炉開発センター的な役割を担う中核拠点の1つとして位置づけ,各国から国際客員研究員の受入れを行うこととしている。

高速増殖炉の実用化を見通し,高速増殖炉の技術体系を確立していくためには,「もんじゅ」の安全性,信頼性を実績で示していくことが大切である。この観点から,安全確保を第一に考え,着実に「もんじゅ」の試運転を進めていくこととし,その成果や実績についてもこれまで日本原子力学会での発表,投稿等を行っており,今後関連学会,内外の会議,各種関連誌への投稿等を通じ積極的に発表していく考えである。

「もんじゅ」の臨界を成功裏に迎えることができたのは,国,地元の福井県,産業界,大学等,永年にわたり高速増殖炉開発に関係された多くの方々のご指導,ご協力,ご支援の賜物であり,ここに,深く感謝の意を表するとともに,今後の更なるご指導,ご協力,ご支援を心からお願いする次第である。

(動燃・和泉 啓)

◎文部省 学術情報センター◎ 利用案内

学術情報センターは,研究者に豊富なメニューの情報検索サービスと多種多様な電子メールシステムのサービスを提供することにより,学術研究の発展に寄与しています。

情報検索サービス (NACSIS-IR)

学術研究を行う研究者,参考調査業務を行う図書館職員等を対象に,広範囲の分野の文献情報,学術情報などをオンラインで提供します。

電子メールシステム

学術研究支援のために電子メール,電子掲示板,ネットワークニュース,公開情報等の様々なサービスを用意しており,研究者に限らず技術系・事務系職員にも円滑なコミュニケーション手段を提供します。

資料等請求先 (〒112)東京都文京区大塚3-29-1

文部省学術情報センター 共同利用課
(03-3942-2351; FAX 03-3942-6797)

なお,“利用サービス案内(情報検索・電子メール)”が本会事務局に来ています。